

UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE MADRID
ESCUELA TÉCNICA SUPERIOR DE INGENIEROS INDUSTRIALES



INDUSTRIALES

ETSII | UPM

Comparación de tecnologías de reactores avanzados para un país sin
energía nuclear

TRABAJO FIN DE GRADO

Daniel Medrano Albert

Tutor: Emilio Mínguez Torres

2017

RESUMEN

En las últimas dos décadas, empresas del sector de la electricidad han desarrollado nuevos modelos de sus reactores nucleares a partir de los ya existentes. Este hecho ha dado lugar a las llamadas Generación III y Generación III+ de reactores nucleares.

A raíz de esto se empezaron a desarrollar planes civiles de energía nuclear en numerosos países. Tras el accidente de Fukushima-Daiichi muchos de estos proyectos se paralizaron o se abandonaron como consecuencia del miedo y los daños originados por accidentes nucleares. Tras esto, las empresas rediseñaron sus modelos de reactores haciéndolos más seguros mediante la implantación de nuevos sistemas de seguridad pasivos o pruebas de seguridad más exigentes. De aquí surgió la Generación III+, que cuenta con el reactor europeo EPR o el surcoreano APR-1400, que van a ser objeto de estudio en el presente trabajo.

Por otra parte, debido a las grandes inversiones que requieren las centrales nucleares y el riesgo que pueden ocasionar en caso de accidente, se desarrollaron un nuevo tipo de reactores de menores potencias y de menor tamaño, los reactores modulares. Este tipo de reactor es ideal para países con redes eléctricas poco desarrolladas, países cuya riqueza es baja o simplemente determinadas industrias que requieran alta potencia, pero no tan grande como la proporcionada por una central.

Algunos países siguieron hacia delante con sus planes de energía nuclear para responder a parte de las demandas energéticas, cada día más altas, del país. Entre ellos destaca los Emiratos Árabes Unidos. Los EAU son un país de gran riqueza proporcionada por las grandes reservas de petróleo y gas natural con las que cuentan en su territorio. Esta riqueza ha hecho que el país crezca a un ritmo desenfrenado económica y socialmente hablando.

El crecimiento económico ha ocasionado la llegada de grandes empresas multinacionales y gran cantidad de inversiones desde el extranjero. Este crecimiento económico también se ha notado socialmente, el alto nivel de vida de los residentes ha hecho que los EAU sean conocidos como una de las capitales mundiales del lujo. Todo esto, sumado a que es un país donde la temperatura puede llegar a los 50°C, ha desembocado en un aumento de los requerimientos energéticos del país.

Al ser un país con grandes yacimientos de petróleo y gas natural, inicialmente la demanda energética se satisfacía de esta manera, con la quema de hidrocarburos, lo que provoca grandes emisiones de gases contaminantes al ambiente y la necesidad en algunos casos de importar grandes cantidades de gas natural, lo que supone la pérdida de riqueza del país.

Por ambos motivos, los EAU están muy comprometidos con el desarrollo de fuentes de energía alternativas, entre ellas las renovables y la nuclear. Respecto a las energías renovables, la que más destaca es la solar porque es un país con muchas horas de sol al año, con la construcción de grandes plantas de energía de origen solar. El principal problema de este tipo de energía es el gran espacio que ocupa y las grandes inversiones que requiere el desarrollo de la tecnología para la baja cantidad de potencia que genera. Es por ello que se ha recurrido a energía de origen nuclear.

Esta tecnología proporciona grandes cantidades de energía a bajo precio, pero requiere de grandes instalaciones, riesgos e inversiones, pero esto último es algo que no pesa tanto para un país con tanta riqueza como los Emiratos.

Con una inversión de 20.000 millones de dólares, los EAU están construyendo 4 reactores de tercera generación que proporcionarán el 20% de la demanda eléctrica del país. Tras recibir varias ofertas de reactores de empresas con renombre en el sector nuclear, los EAU, más concretamente ENEC, seleccionó como contratista principal a la empresa surcoreana KEPCO en 2009.

Objetivo

El objetivo principal de este TFG es analizar la decisión tomada por los EAU de seleccionar el reactor ofrecido por KEPCO. Para ello se realizará un estudio del país, centrándose en la estructura energética y el desarrollo de la tecnología nuclear. Tras esto se establecerán una serie de indicadores que permitan comparar la viabilidad de los reactores y su posible instalación en el país. Y, por último, se estudiarán más detalladamente la tecnología de estos reactores, tanto del EPR (reactor de AREVA ofrecido a los EAU), como del APR-1400 (reactor de KEPCO), desde su origen, pasando por los aspectos de seguridad más importantes hasta su distribución en planta.

Con este estudio se pretende comprender los motivos que llevaron a los Emiratos a implementar planes de energía nuclear civil, escoger reactores de grandes potencias y no reactores modulares y lo que les llevó a decantarse por el tipo de reactor APR-1400, desde el punto de vista energético, tecnológico, económico y temporal.

ÍNDICE

1. Reactores de tercera generación.....	5
1.1. Introducción	5
1.2. Tipos de reactores.....	7
2. Emiratos Árabes Unidos	9
2.1. Situación geográfica	9
2.2. Estructura política	10
2.3. Estructura social	11
2.4. Estructura económica	12
2.5. Estructura energética.....	14
2.6. La industria nuclear en los Emiratos Árabes Unidos	23
2.7. Cronología de Barakah	24
2.8. Grado de desarrollo de la industria nuclear en el país	25
2.9. Órganos reguladores.....	28
2.10. Instalaciones nucleares existentes.....	29
2.11. Desarrollo de la tecnología del reactor	33
2.12. Coste de inversión	35
2.13. Combustible: coste y ciclo	37
2.14. Tiempo de construcción	38
3. Reactor EPR	42
3.1. Historia	42
3.2. Sistema de generación del vapor	43
3.3. Núcleo del reactor y diseño del combustible.....	43
3.4. Primario	44
3.5. Sistemas auxiliares	46
3.6. Modos de operación	46
3.7. Seguridad y filosofía de diseño	47
3.8. Accidentes severos.....	51
3.9. Secundario.....	53
3.10. Instrumentación y control.....	55
3.11. Sistema eléctrico	59
3.12. Residuos	60
3.13. Planta.....	60
4. Reactor APR-1400	63

4.1.	Historia	63
4.2.	Sistema de generación de vapor	63
4.3.	Núcleo del reactor y diseño del combustible.....	64
4.4.	Primario	65
4.5.	Sistemas auxiliares	68
4.6.	Modos de operación	69
4.7.	Seguridad y filosofía de diseño	69
4.8.	Accidentes severos.....	75
4.9.	Secundario.....	77
4.10.	Instrumentación y control.....	78
4.11.	Sistema eléctrico	79
4.12.	Residuos	80
4.13.	Planta.....	80
5.	Comparativa	84
5.1.	Generalidades de la planta.....	84
5.2.	Objetivos de seguridad.....	84
5.3.	NSSS.....	84
5.4.	Sistema de refrigeración del reactor.....	85
5.5.	Núcleo del reactor.....	85
5.6.	Vasija	85
5.7.	Generadores de vapor.....	86
5.8.	Bombas de refrigeración del reactor	86
5.9.	Presionador	86
5.10.	Contención	86
5.11.	Turbina	86
6.	Conclusiones	88
7.	Países emergentes en energía nuclear	90
7.1.	Bielorrusia	90
7.2.	Italia.....	91
7.3.	Arabia Saudí	91
7.4.	Australia	92
8.	Bibliografía	93
9.	Desarrollo	98
9.1.	Metodología	98
9.2.	Planificación temporal.....	98
9.3.	Presupuesto	101

9.4. Impacto ambiental	102
10. Índice de figuras.....	103
11. Índice de tablas.....	104
12. Glosario	106

1. Reactores de tercera generación

1.1. Introducción

Los diseños de los reactores nucleares suelen clasificarse por Generaciones. Las diferencias entre dichas generaciones se deben principalmente a motivos de:

- Rentabilidad
- Seguridad del reactor
- Seguridad y no proliferación
- Necesidades eléctricas existentes
- Comercialización
- Ciclo del combustible

Los reactores de 3ª generación nacen como consecuencia del desarrollo de mejoras en el diseño de reactores nucleares de 2ª generación ya existentes y en operación realizadas durante su vida útil. Estas mejoras incluyen la tecnología del combustible, la eficiencia térmica, adición de sistemas de seguridad pasivos y un diseño estandarizado.

Las 4 generaciones se distinguen en el diseño y construcción de los reactores:

- Generación I: desarrollados en los años 1950-60. Son los prototipos de reactores nucleares de potencia que lanzaron la energía nuclear civil. Los que quedan operativos se encuentran únicamente en el Reino Unido
- Generación II: desarrollados en los años 1970-80. Son los primeros reactores nucleares comerciales típicamente de agua ligera y que usan sistemas de seguridad activos eléctricos o mecánicos que en ocasiones deben ser activados por los operadores de la planta. Casi todas las plantas que aún se encuentran en operación en Occidente fueron construidas por Westinghouse, Framatome (AREVA) o General Electric. Más del 95% de los reactores nucleares operativos en el mundo pertenecen a esta segunda generación
- Generación III: desarrollados a partir de los años 1990. Poseen mejores características en el diseño y permiten la reducción de costes y mayor tiempo de operación. Son una mejora de los diseños de los reactores de segunda generación
- Generación III+: la principal diferencia con su predecesora es la gran mejora introducida en los sistemas de seguridad del reactor. Esta mejora se basa en la implementación de sistemas de seguridad pasivos que funcionan por la acción de la gravedad o convección natural para mitigar eventos anormales
- Generación IV: se ha empezado a estudiar la viabilidad de estos reactores. Las mayores características son la seguridad y el uso de un ciclo de combustible cerrado. Se espera que estén disponibles a partir de 2030

Evolution of Nuclear Power

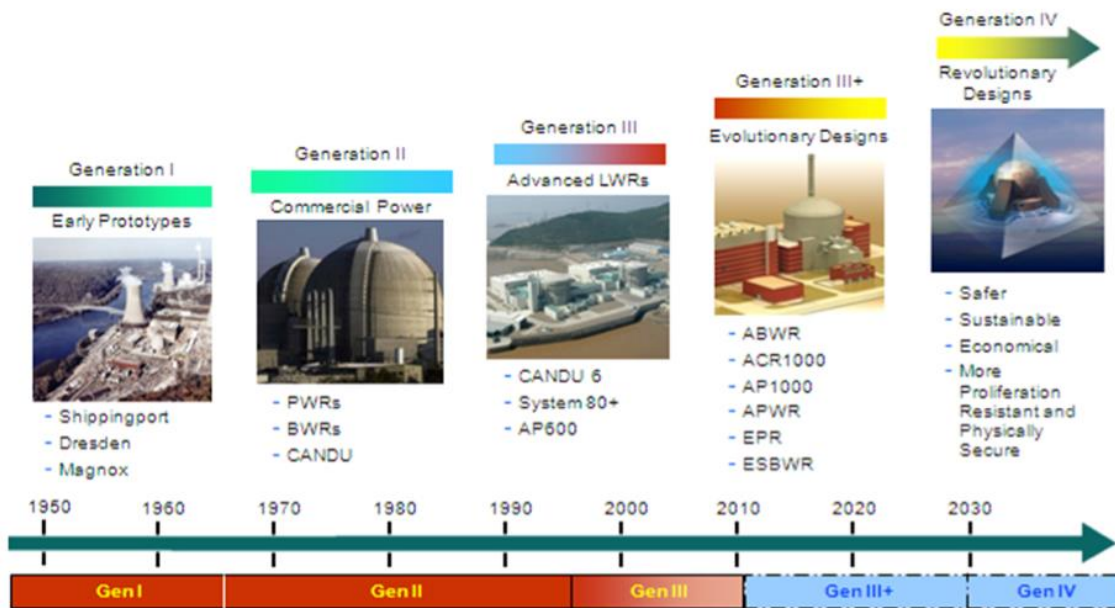


Figura 1: Evolución de la energía nuclear

Las características principales de los reactores de tercera generación son:

- Diseño estandarizado que permite agilizar la concesión de licencias, reducir el coste de capital y reducir el tiempo de construcción
- Construcción modular
- Diseño simple y robusto que les hace más fáciles de operar y menos vulnerables a los problemas durante la operación y a los fallos de los operadores
- Mayor disponibilidad
- Mayor vida útil
- Reducción de la probabilidad de fusión del núcleo
- Reducción de la frecuencia de daño al reactor (reduciéndola en casi un orden de magnitud)
- Periodo de 72 horas en el que la planta no requiere ninguna intervención activa tras la parada
- Resistencia a daños graves que permitirían la liberación de material radiactivo (ataentados, impacto de aviones)
- Mayor quemado del combustible para usarlo de forma más completa y eficiente reduciendo así la cantidad de residuos
- Mayor uso de venenos consumibles para prolongar la vida útil del combustible

La mayor diferencia respecto a los reactores de segunda generación que se encuentran en operación por todo el mundo es la introducción de sistemas de seguridad pasivos que no requieren ningún tipo de intervención, únicamente funcionan por convección natural, gravedad o resistencia a altas temperaturas para evitar accidentes por mal funcionamiento o agravar situaciones de accidente por el mismo motivo.

Otra diferencia fundamental de estos reactores es que son capaces de operar en modos de seguimiento de carga, es decir, entre el 50 y el 100% de su capacidad de producción de energía, aunque este tipo de funcionamiento no es recomendable ya que los materiales y sistemas que

componen el reactor están diseñados para trabajar a potencia nominal y puede suponer un desgaste innecesario para ellos.

Estos reactores tienen, como se ha comentado anteriormente, una mayor vida útil, de 50-60 años, con la capacidad de aumentarla adicionalmente otros 60 años tras una revisión completa y sustitución de la vasija, llegando hasta los 120 años de operación.

1.2. Tipos de reactores

1.2.1. Reactores de Generación II

Reactor de agua a presión (PWR): Consta de 2 circuitos. El circuito primario contiene agua a alta presión (170 bares) y evacua el calor generado por las fisiones del uranio enriquecido al 5% en el núcleo llevándolo a los generadores de vapor. En el circuito secundario se genera el vapor y se dirige a la turbina para extraer potencia de su estado térmico. Tras esto es condensado y devuelto a los generadores de vapor.

Reactor de agua en ebullición (BWR): Está formado por único circuito en el que el calor generado por las fisiones evapora el agua que es dirigido a la turbina para la obtención de potencia. Una vez condensado vuelve al núcleo. La densidad de potencia es menor que en el PWR, pero trabaja con menores presiones y temperaturas y tiene una eficiencia similar.

Canadian deuterium reactor (CANDU) o reactor de agua pesada a presión (PHWR): De estructura similar al PWR tiene agua pesada a menor presión como refrigerante y moderador. El combustible usado es uranio natural y la densidad de potencia es alrededor de 10 veces menor que en los reactores tipo PWR.

Reactor de alta temperatura refrigerado por gas (HTGR): Usa grafito como moderador y Helio como refrigerante. El combustible usado son partículas recubiertas en las que el combustible (dióxido de uranio o carburo de uranio) se encuentra en el interior. Tiene un circuito secundario donde se usa agua en forma de vapor para la extracción de potencia.

Reactor rápido de metal líquido (LMFR): Utilizan neutrones rápidos para producir las fisiones y generar calor que es evacuado mediante un metal, como el Mercurio o Sodio, en estado líquido. El combustible necesario es uranio enriquecido o dióxido de plutonio.

Magnox: refrigerado por dióxido de carbono y grafito como moderador. El combustible que utiliza es uranio natural y la eficiencia térmica es del 30%.

Reactor avanzado refrigerado por gas (AGR): el refrigerante es dióxido de carbono y el moderador es grafito. Usa uranio enriquecido al 3% y la eficiencia térmica es del 40%. Fue diseñado únicamente por Reino Unido.

Reactor de agua en ebullición refrigerado por grafito (RMBK): reactor tipo Chernobyl con grafito como moderador donde el refrigerante es agua que se evapora y de la cual se extrae la potencia.

1.2.2. Reactores de Generación III y III+

Reactor	Tipo	Potencia	Diseñador
APR-1400	PWR	1400	KEPCO
VVER-1200		1200	Gidropress

AP-1000		1200	Westinghouse
EPR		1750	AREVA
Hualong One		1150	CNNC & CGN
APWR		1530	Mitsubishi
Atmea 1		1150	AREVA & Mitsubishi
APR+		1550	KEPCO
ESBWR	BWR	1600	GE Hitachi
ABWR		1380	GE Hitachi, Toshiba
EC6	PHWR	750	Candu Energy
ACR-1000		1200	Candu Energy
BN-800	FBR	880	OKBM

Tabla 1: Reactores de tercera generación en fase diseño o construcción

Otra opción que se está implementando es la de la instalación de pequeños reactores modulares (Small Modular Reactor) que son definidos como aquellos que dan una potencia inferior a 300 MW. De esta manera, el coste de instalación es mucho menor que el de una central nuclear y se consigue inyectar a la red potencia de origen nuclear. Estos reactores suelen incorporar la tecnología de los reactores PWR, con el combustible estándar de la industria aunque sus sistemas de seguridad se componen de sistemas pasivos. Tanto los elementos internos del reactor, como bombas, núcleo, presionador y generadores de vapor están contenidos dentro de la vasija.

El tiempo y los costes de instalación son mucho menores que para un reactor de mayores dimensiones como los comentados anteriormente. Aun así, es la opción por la que muchos países de pequeño tamaño o que su red eléctrica no es muy amplia se están decantando ya que es un buen sustituto de las centrales de carbón.

Algunos de los reactores modulares en diseño o construcción son:

Reactor	Tipo	Potencia	Diseñador
CNP-300	PWR	300	CNNC
PHWR-220	PHWR	220	NPCIL
CAREM-25	PWR integrado	27	CNEA & INVAP
Westinghouse SMR	PWR integrado	225	Westinghouse
SC-HTGR (Antares)	HTR	250	AREVA

Tabla 2: Reactores Modulares en fase de diseño o construcción

Para este trabajo, se han seleccionado 2 reactores de tercera generación que son el EPR de AREVA y el APR-1400 de KEPCO que serán objeto de estudio más en profundidad.

2. Emiratos Árabes Unidos

2.1. Situación geográfica

Los Emiratos Árabes Unidos es una federación de Oriente Medio situado en Arabia, al sudeste de la península arábiga ocupando una parte de la península de Musandam que comparten con Omán. Limita con Omán al sureste, con el Golfo Pérsico al norte y con Arabia Saudí al oeste y sur.

El país cuenta con una superficie total de 83600 km² de los cuales el 97% es desierto. El 3% restante lo forman las ciudades, los oasis, las zonas montañosas situadas en la parte norte y los proyectos de forestación que se están llevando a cabo en algunas zonas. Además, el 8% de su territorio lo componen islas. Posee una frontera de 867 km con los países de Omán y Arabia Saudí y cuenta con 1318 km de litoral.

Los Emiratos Árabes están compuestos por 7 emiratos: Abu Dabi (sede del gobierno federal y capital del petróleo), Ajmán, Dubái (principal puerto del país y cetro comercial e industrial), Fuyaira, Ras al-Jaima, Sarja y Umm al-Qaywayn. Todos los emiratos excepto Fuyaira se encuentran en la costa del Golfo Árabe.

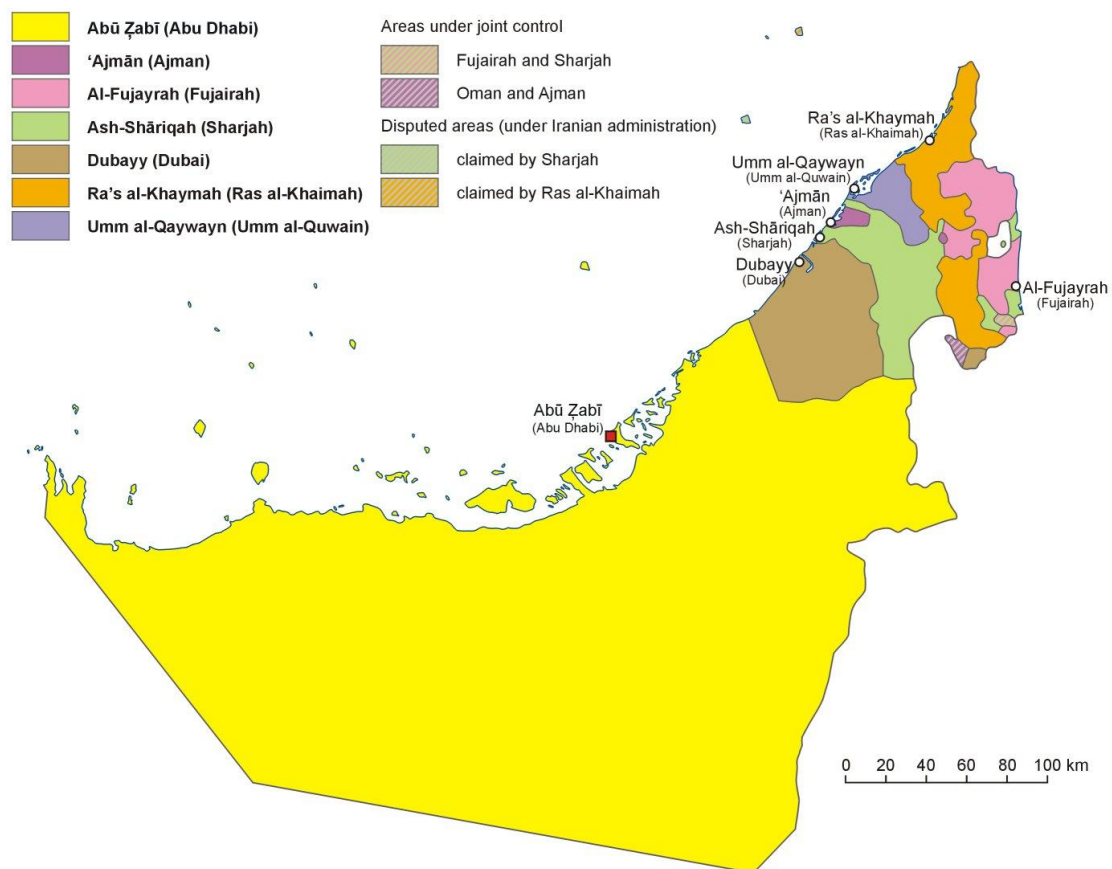


Figura 2: Emiratos Árabes Unidos

Las zonas de costa tienen un clima muy caluroso y húmedo en verano (llegando al 100% de humedad) e inviernos suaves es por ello que el terreno cultivable es escaso junto con la

ganadería debido a la falta de agua en muchas zonas. Debido a esta geografía y climatología, los principales recursos naturales del país son, con diferencia, el petróleo y el gas, situados casi en su totalidad en Abu Dabi.

2.2. Estructura política

La Federación de los Emiratos Árabes Unidos se constituyó en 1971 como un estado independiente y, como se ha comentado anteriormente, están formados por una federación de 7 estados, regidos cada uno por un dirigente llamado emir, título nobiliario que se otorga a los jeques.

El sistema federal constitucional de gobierno de los EAU está formado por un Consejo Supremo, un Consejo de Ministros, un Consejo Nacional Federal y un Tribunal Supremo Federal. El gobierno central lo forma el Consejo Supremo de Emires o Consejo Supremo que está compuesto por los 7 emires.

En 1996 se estableció Abu Dabi como capital federal y desde 1971 el presidente del país coincide con el emir de esta ciudad. Al igual que ocurre con el presidente, el cargo de Vicepresidente, Primer Ministro y Ministro de Defensa lo suele ostentar el emir de Dubái.

- El Consejo Supremo elige al Presidente y Vicepresidente de EAU por un mandato de cinco años renovables, aprueba el nombramiento del Primer Ministro (a propuesta del Presidente), y ratifica leyes y decretos federales.
- El Consejo de Ministros es el poder ejecutivo de la Federación. Es un órgano colegiado y todos sus miembros son elegidos por el Consejo Supremo de Emires, estando cada emirato representado, al menos, por un Ministro. El actual Consejo de Ministros se compone de 29 miembros. Las carteras más importantes las ocupan los emiratos de mayor peso político y económico (Abu Dhabi y Dubái), que juntos aportan el 90% del PIB de la Federación.
- El Primer Ministro es elegido por el Presidente tras consulta con el Consejo Supremo, y preside el Consejo de Ministros. Actualmente el Primer Ministro es el Emir de Dubai, que es también el Vicepresidente de EAU.
- El Consejo Nacional Federal (CNF) es el órgano consultivo y asesor de los EAU. Está compuesto por 40 miembros, que se reparten numéricamente en función del peso específico de cada emirato (Abu Dabi y Dubái 8; Sharjah y Ras Al Khaimah 6; Ajman, Umm Al Quwain Y Fujairah 4). El CNF estudia las decisiones ejecutivas, presenta recomendaciones, vela por las finanzas públicas y ratifica tratados internacionales.
- El poder judicial Federal, cuya independencia está garantizada por la Constitución, está formado por el Tribunal Supremo, que está compuesto por cinco jueces supremos y varios Juzgados de Primera Instancia. Los jueces federales resuelven sobre la constitucionalidad de las leyes federales, y arbitran en los litigios entre Emiratos y en los litigios entre el Gobierno Federal y los Emiratos.
- Cada uno de los siete Emiratos posee su propio gobierno local, cuya complejidad varía en función de su tamaño y población. Cada Emirato cuenta con un sistema general de municipalidades y departamentos. La relación entre los gobiernos locales y el federal está recogida en la Constitución, que permite una cierta flexibilidad en el reparto de poderes.

En 1996 la Constitución provisional con la que contaban fue ratificada de manera permanente. Según esta Constitución las áreas que cubre el ámbito de las autoridades federales son asuntos

exteriores, seguridad y defensa, inmigración y nacionalidad, educación, salud pública, moneda, servicios de comunicación (correos, telefonía, etc.), control de tráfico además de una serie de sectores adicionales específicamente prescritos, incluidas las relaciones laborales, banca, delimitación de las aguas territoriales y extradición de delincuentes. Todos los demás asuntos se dejaron bajo la jurisdicción de los emiratos individuales y sus gobiernos locales. El grado de autonomía con el que cuentan cada Emirato en la Federación es elevado.

Los mecanismos que rigen cada emirato son diferentes entre sí dependiendo de la población, área y grado de desarrollo. Por ejemplo, Abu Dabi, el emirato más grande y poblado cuenta con su propio órgano de gobierno central dirigido por el príncipe heredero.

2.3. Estructura social

Los Emiratos árabes cuentan con una sociedad muy dividida entre el pasado tradicional y la modernidad. La gran riqueza generada por el petróleo ha sido la causa de que en estos últimos 40 años se haya configurado un país de grandes lujos y avances en el desarrollo de la tecnología y la técnica.

El país tiene una población de 9,1 millones de personas lo que hace que ni los recursos ni el territorio sean escasos teniendo una densidad de población de 109 personas/km². Una de las características del país es que solo un cuarto de la población son ciudadanos de los emiratos, el resto son extranjeros como por ejemplo comerciantes y hombres de negocios que participan en la explotación económica de la zona, pero también trabajadores de países vecinos que llegan atraídos por la demanda de mano de obra sobre todo en el sector de la construcción.

El idioma oficial del país es el árabe, aunque el inglés es también común debido a la cantidad de extranjeros residentes y que ha sido aceptado como el idioma oficial de comercio.

La religión oficial de la Federación es el Islam, profesada por el 90% de la población. El 10% restante está compuesto por diversas religiones como el budismo o cristianismo. La estructura social se ve fuertemente influida por la religión, que además está reconocida oficialmente aunque existe tolerancia hacia otras religiones y costumbres.

El sistema educativo con el que cuenta el país es muy bueno en comparación con otras zonas de la región. La educación primaria y secundaria es obligatoria y universal supervisada por el Ministerio de Educación que financia las escuelas públicas y crea un plan de estudios que coincide con los objetivos y valores de los Emiratos. A pesar de esto, la educación privada está muy extendida. La educación primaria es cursada por el 90% de la población y va desde los 6 hasta los 12 años, mientras que la secundaria abarca desde los 13 hasta los 18. Respecto al sistema de educación superior, existen universidades públicas que son gratis para los ciudadanos junto con centros privados de gran prestigio internacional. También son comunes los centros de formación profesional sobre todo de formación técnica muy necesaria para el desarrollo de ciertos sectores como el petrolífero.

Un ejemplo de la división entre lo tradicional y lo moderno son los medios de comunicación del país. Poseen un sistema de información muy desarrollado típico de los países del primer mundo, incluso tienen su propia agencia de noticias, pero están sometidos al control gubernamental a través del Consejo Nacional de los Medios más típico de una dictadura.

El sector de la sanidad se divide entre los servicios públicos y privados. Los servicios públicos son regulados por las autoridades federales (Ministerio de Salud) y los gobiernos propios de cada

emirato (por ejemplo: la Autoridad Sanitaria de Abu Dabi o la Compañía de Servicios de Salud de Abu Dabi). La sanidad pública es gratuita para los residentes en los Emiratos. Esto hace que se cubra la sanidad de miles de inmigrantes que llegan cada año. Por ello, está creciendo cada vez más la sanidad privada a través de grandes inversiones, consiguiendo que los ciudadanos más ricos del país no vayan a otros países en busca de una sanidad de calidad.

El desarrollo de la sanidad privada ha dado lugar a la creación de la Dubai Healthcare City (DHCC), una zona libre de hospitales que ofrece una atención médica privada avanzada a la par que se utiliza como centro de formación de futuros especialistas. El objetivo principal es atraer a las grandes fortunas a Dubái como turistas de estos servicios médicos y tratamientos.

El papel de la mujer en la sociedad sigue siendo tema de debate como en el resto de países islámicos. En los Emiratos Árabes Unidos solo el 20% de las mujeres trabajan, ocupando el 40% de los puestos de funcionarios. Aun así, hay ámbitos en los que las mujeres están más integradas, como es el caso de la educación superior, donde el 70% de los alumnos son mujeres.

Otro punto donde se muestran las diferencias entre lo tradicional y lo moderno es en el ocio. Los Emiratos conservan sus manifestaciones culturales tradicionales como las danzas, música, poesía, navegación carreras de camellos, etc. junto con el cine, locales nocturnos y centros comerciales. El desarrollo de una cultura más globalizada se puede ver en la arquitectura, situando los edificios más lujosos del mundo en Abu Dabi y Dubái y en las grandes muestras de consumismo que caracterizan al país.

Población total	9.100.000
Densidad de población	109 pers./km ²
Renta per cápita	73.206 USD
Tasa de alfabetización	88,7%
Tasa de natalidad	15,43 nacimientos por cada 1.000 habitantes
Tasa de fertilidad	2,35 niños por mujer
Esperanza de vida	77,37 años
IDH	0,818

Tabla 3: Indicadores sociales de los EAU

2.4. Estructura económica

Los Emiratos Árabes son uno de los países más ricos del mundo. Esta riqueza está basada fundamentalmente en sus recursos naturales, entre ellos el petróleo y el gas, con un 9% y 5% de la reserva mundial total respectivamente, representando un 20% de su PIB gracias a los esfuerzos de la Federación por diversificar la economía. Actualmente, el 50% del PIB lo representa el sector servicios, destacando el gran crecimiento que ha tenido el turismo. El comercio es otro de los sectores más fuertes debido a que se han convertido en un importante centro de negocios dentro de Oriente Medio. Además, debido a las importaciones y exportaciones que se realizan en la zona, el transporte y las comunicaciones también tienen un peso importante dentro de la economía del país.

Abu Dabi ha intentado mejorar su industrialización mediante la construcción de una zona industrial que da la posibilidad a empresas extranjeras de tener una participación del 100% en la propiedad.

Entre los emiratos que más aportan al PIB del país, esta Abu Dabi con más del 50% seguido por Dubái. Esto se explica porque Abu Dabi posee más del 90% del petróleo del país, y Dubái es el principal centro turístico del país.

A pesar de la diversificación de la economía se teme una nueva burbuja inmobiliaria. Es por ello que se está buscando desarrollar nuevas fuentes de energía. Se prevé la construcción de un parque nuclear a partir de 2017 y la inversión de cantidades ingentes de dinero en el proyecto “Masdar”, que consiste en la creación de una ciudad donde realizarán sus actividades 1500 empresas, libre de emisiones, sustentada íntegramente por energías renovables (energía solar) reduciendo así la dependencia de los hidrocarburos. Se estima que esta ciudad, cuando se haya completado el proyecto, utilice un 70% menos de electricidad y un 60% menos de agua que una ciudad convencional.

La balanza comercial del país suele presentar superávit, es decir, las exportaciones superan a las importaciones. El petróleo y el gas natural son las principales exportaciones del país con destino China, Japón y Asia Oriental. El resto de exportaciones las componen maquinaria industrial y aparatos electrónicos, enviadas a la India, otros países árabes y Europa. Las importaciones vienen mayoritariamente de India, China, Japón, Reino Unido y Alemania y están compuestas principalmente por maquinaria para el sector energético y el sector servicios.

Por otra parte, los EAU cuentan con grandes empresas propias que tienen presencia en otros países y que van desde el sector de los transportes hasta el sector financiero.

Además, también cuentan con empresas o marcas extranjeras financiadas parcialmente por empresas nacionales como por ejemplo Nike, Carrefour e IKEA.

PIB	356,22 MUSD
Crecimiento anual del PIB	3,1%
PIB per cápita	36142 USD
Tasa de inflación	3,0%

Tabla 4: Indicadores Económicos de los EAU

Es importante analizar también la estructura del PIB de los EAU, ya que algunas de las actividades que más aportan al PIB son también las que más consumo energético requieren:

Agropecuaria	0,7%
Minería	34,6%
Manufacturas	9%
Construcción	9%
Comercio	11,3%
Hoteles y Ocio	2,2%
Transporte	6,4%
Comunicaciones	2,2%
Electricidad y Agua	2,5%
Finanzas	8,3%
Propiedad de vivienda	7,8%
Administración pública	6%

Tabla 5: Estructura del PIB por sectores

2.5. Estructura energética

Los Emiratos Árabes Unidos se sitúan en séptima posición entre los países con las reservas de gas y petróleo más grandes del mundo. Se encuentran también a la cabeza de los países con mayor producción y exportación de crudo del mundo, siendo respectivamente 8º y 6º en el ranking mundial.

En la actualidad, los EAU tienen la mayor huella de carbono per cápita del mundo. Esto se debe principalmente a la cantidad de energía requerida en usos públicos como en el proceso de desalinización del agua, ya que esta es muy escasa al ser una zona desértica, o durante el funcionamiento de los aires acondicionados por el mismo motivo; tanto más de carácter privado, como el consumo en las plantas de producción de gas natural. En común con otros países ricos en petróleo de la zona del Golfo, la producción de electricidad está subvencionada y llega a los consumidores con un precio menor que al que ha sido producido.

La estructura de la demanda por sectores es la siguiente:

Industria	71%
Transporte	15%
Agricultura	0,1%
Comercial y servicios públicos	7%
Residencial	6%

Tabla 6: Estructura de la demanda

Como se puede ver, la mayor demanda eléctrica proviene del sector industrial del país, dentro de este sector destaca el consumo necesario para la minería del petróleo y del gas natural. Esta demanda energética coincide con las actividades que más aportan al PIB del país.

Los EAU están a la cabeza en la investigación y desarrollo de las energías renovables dentro de la zona de Oriente Medio y el Norte de África, con la construcción del proyecto Masdar, anteriormente comentado, y la reubicación de la sede de IRENA (International Renewable Energy Agency) a dicha ciudad.

Cada vez más se está buscando la forma de producir mayor cantidad de energía de origen renovable. Para ello, se están llevando a cabo proyectos como Shams 1 (energía solar) y la creación de un parque nuclear con el objetivo de que en 2021 el 7% de su consumo eléctrico provenga de fuentes renovables.

Hay toda una serie de motivaciones para esto. Las previsiones apuntan que para 2020 el consumo de gas mundial se triplicara, lo que significa que, aun con los suministros de gas del proyecto Delfín, los Emiratos Árabes tendrán que luchar por satisfacer a esta demanda. Sin olvidar lo anteriormente comentado, los EAU quieren reducir su dependencia de los combustibles fósiles diversificando su economía, y tienen una gran oportunidad en el desarrollo y exportación de tecnologías sostenibles.

2.5.1. Combustibles fósiles

Debido a que el país se encuentra entre los países con las mayores reservas, mayores producciones y exportaciones de petróleo y gas del mundo, se ha generado una fuerte dependencia de estos. En 2011 se consumieron 87,2 millones de toneladas equivalentes de

petróleo. El 28% del petróleo se consumió en forma de combustible, destinado mayoritariamente al transporte, mientras que el 71% fue utilizado en forma de gas natural como materia prima para la industria manufacturera y para la generación de electricidad.

El bajo precio de producción y consumo hizo que los EAU se colocaran en el ranking de los países con más consumo per cápita en 2010 con 9.855 kWh. Como consecuencia de esto, el impacto ambiental es pronunciado, más ahora que se ha triplicado la población del país y se ha aumentado la expansión de industrias de gran consumo energético como petroquímicas, extracción de metales, etc. que reciben el gas a precios inferiores y crecen en consecuencia. Esto ha hecho que a partir de 2010 la demanda supere a la producción, por lo que los Emiratos Árabes se han convertido en un importador neto de gas, cuyo principal proveedor es Catar a través del oleoducto Dolphin.

Los EAU se enfrentan por primera vez a la escasez de gas natural a bajo precio. Este bajo precio venía dado por su producción y por los acuerdos comerciales de Catar por el oleoducto Dolphin, pagando alrededor de 0,002 USD/MJ. Este acuerdo con Catar no se espera que se renueve con términos tan favorables, de hecho, alguno Emiratos del norte lo pagan a 0,014 USD/MJ. Debido al bajo crecimiento de su producción de gas natural, se espera que este año haya aumentado sus importaciones de gas natural licuado, por lo que esta forma de energía empieza a ser una opción costosa.

Estos costes han hecho que se vuelva a centrar la atención en la producción doméstica a pesar de su bajo crecimiento. Los precios que se consiguen de esta manera son de aproximadamente 0,008 USD/MJ. Este aumento de precio en la producción se debe principalmente al contenido del gas en azufre, que requiere tratamientos específicos.

Actualmente, se tienen unos flujos de gas que se recogen en la siguiente tabla:

CONSUMO	Industria	96,27
	Reinyección	79,28
	Generación de electricidad y agua	76,45
	Total	252
PRODUCCIÓN	Producción neta	266,17
	Pérdidas y quemado de seguridad	50,97
	Exportaciones	19,82
	Total	195,38
IMPORTACIÓN	Oleoducto de Catar	56,63
	GNL distribuido desde Dubái	5,66
	Total	62,29

Tabla 7: Flujos de Gas Natural en los EAU en m³/día

Se espera que para 2017 esté disponible parte de un proyecto llevado a cabo en el emirato Fujairah y financiado por Abu Dabi que permite aumentar las importaciones en 33,98 m³/día. La primera fase otorgará una capacidad adicional de 17 m³/día.

La producción de gas en el país aumentará con la apertura de los campos de Bab y Shah pero se estima que esta nueva producción únicamente servirá para satisfacer la demanda creciente.

La amenaza que representa el aumento del precio del gas natural licuado, al igual que el aumento de la demanda ha hecho que se centren los esfuerzos por encontrar una solución alternativa al gas natural. Algunas de ellas, las energías renovables.

Respecto al consumo de petróleo, Los Emiratos Árabes no corren peligro de convertirse en importadores a corto plazo. Aun así, el aumento de la demanda interna y las subvenciones que está recibiendo la extracción, hace que los presupuestos del gobierno se vean afectados. El aumento de la demanda interna se debe principalmente a que la propiedad de automóviles es una característica típica de los ciudadanos de los Emiratos y a que las ciudades han sido diseñadas a escala de automóviles.

En lo relacionado con los combustibles, el precio de la gasolina está regulado por las autoridades federales (0,46 USD/litro), inferior al precio de los mercados internacionales pero superior al de los países del Consejo de Cooperación del Golfo. El precio del gasóleo no viene impuesto por las autoridades, si no que se basa en gran medida en los mercados internacionales, excepto en el emirato de Abu Dabi. Dentro del país, el gasóleo se utiliza para el transporte comercial de mercancías y para la flota tanto privada como pública de autobuses. El alto contenido en azufre que posee (mayor que en una Unión Europea y Estados Unidos) hace que su consumo sea reducido y que haya que centrar esfuerzos en suministrar un gasóleo de bajo contenido en azufre al mercado local.

Los EAU han aprovechado tanto este alto contenido en azufre de los combustibles, como el alto contenido que poseen los nuevos pozos de petróleo de Shah y Bab, para aspirar a convertirse en uno de los mayores exportadores de azufre del mundo.

Respecto al consumo en el transporte, la movilidad se cubre casi en su totalidad mediante el uso de vehículos privados, con pequeñas inversiones en transporte público como la creación del metro de Dubái, el primero en entre los países del Consejo de Cooperación, o los planes de Abu Dabi para la creación de una red de metro ligero. La inversión en infraestructuras y transportes viene apoyada por los fondos que producen un sistema de peaje por radiofrecuencias instalado en Dubái desde 2009.

Los puertos de Jebel Ali y Abu Dabi y las zonas industrializadas situadas a su alrededor son los centros clave de transporte de mercancías para el país. En la actualidad, todos los fletes son transportados por camiones hasta que se complete la realización del proyecto Etihad Rail. Este proyecto ha contado con una inversión de 11.000 millones de dólares y tendrá una longitud total de 1200 km. La primera fase, de 264 km, se completó a principios del 2014 y está destinada únicamente al transporte de azufre. La fase 2 se espera que esté disponible a partir de 2018 y ampliará la red con 630 km y la capacidad de cargar tanto mercancías como pasajeros.

La aviación también es importante de cara al consumo de combustibles. Este sector es un sector clave dentro del mercado de los Emiratos Árabes. Por ello, y gracias a las inversiones realizadas, cuentan con dos aerolíneas situadas en el ranking de aerolíneas con el crecimiento más rápido del mundo, Emirates Airline (Dubai) y Etihad Airways (Abu Dabi).

2.5.2. Mercados eléctricos

Los mercados eléctricos en los EAU se definen principalmente por la generación de electricidad a partir de gas natural y la cogeneración para la desalinización. Existen 4 distribuidores principales: ADWEA (Abu Dabi), DEWA (Dubái), SEWA (Sharjah) y FEWA (Ajman, Fujairah, Ras Al Khaimah, Umm Al Quwainn). Cada uno de ellos posee sus propias tarifas, planificación y planes de inversión.

A través del quemado del gas se obtiene, casi toda la generación eléctrica del país. En caso de que los suministros de gas natural sean insuficientes, se utiliza petróleo pesado y gasóleo para cubrir la demanda, representando menos del 1% de la generación total del mercado. También se le suman las pequeñas cantidades que aportan las instalaciones solares, aproximándose a 150 MW, de los cuales 100 MW son producidos por la instalación de Shams 1 que entró en funcionamiento en 2013.

La empresa que proporciona más del 90% de las necesidades de electricidad y agua es TAQA ("energía" en árabe). Es una empresa creada en los Emiratos Árabes, respaldada por el estado, cuyo sector es la obtención de energía, la desalinización de agua, la exploración y producción de petróleo y gas y su transporte a través de oleoductos y almacenamiento a nivel internacional teniendo sedes en 11 países, la mayoría de ellas en la región de MENA (Oriente Medio y el norte de África).

Las instalaciones que posee en Estados Unidos y Europa se dedican fundamentalmente al petróleo y gas. Sus actividades se centran en la producción de crudo, gas natural licuado y su almacenamiento, procesamiento y transporte. Cuenta con unas reservas de 485 millones de barriles de petróleo equivalente, produce 143.300 barriles de petróleo equivalente al día y tiene una capacidad de almacenamiento total de 4.700 millones de metros cúbicos.

Cuenta con 8 instalaciones en los EAU (6 de ellas en Abu Dabi), que como se ha comentado anteriormente proporcionan más del 90% de la demanda de electricidad y agua de los Emiratos. TAQA posee el 54% de la propiedad de las instalaciones. ADEWA cuenta con el 6% y el restante 40% está repartido entre los socios internacionales que han invertido en dichas plantas.

Localización	Planta	Combustible	Producción eléctrica (MW)	Producción de agua (Mldía)
Abu Dabi	Taweelah A1	Gas natural	1.600	381,87
Abu Dabi	Taweelah A2	Gas natural	770	227,3
Abu Dabi	Taweelah B	Gas natural	2.000	741
Abu Dabi	Shuweihat S1	Gas natural	1.500	454,6
Abu Dabi	Shuweihat S2	Gas natural	1.500	454,6
Abu Dabi	Umm al Nar	Gas natural	2.256	727,37
Fujairah	Fujairah 1	Gas natural	861	454,6
Fujairah	Fujairah 2	Gas natural	2.000	591

Tabla 8: Producción de las instalaciones de TAQA

En total, la producción eléctrica asciende a 12.487 MW y de agua a 4.032 millones de litros al día.

Como se ha comentado, las instalaciones de energía eléctrica se encuentran mayoritariamente en Abu Dabi, la red eléctrica parte desde este emirato al resto del país, teniendo gran cantidad de conexiones en la ciudad que da nombre al emirato.

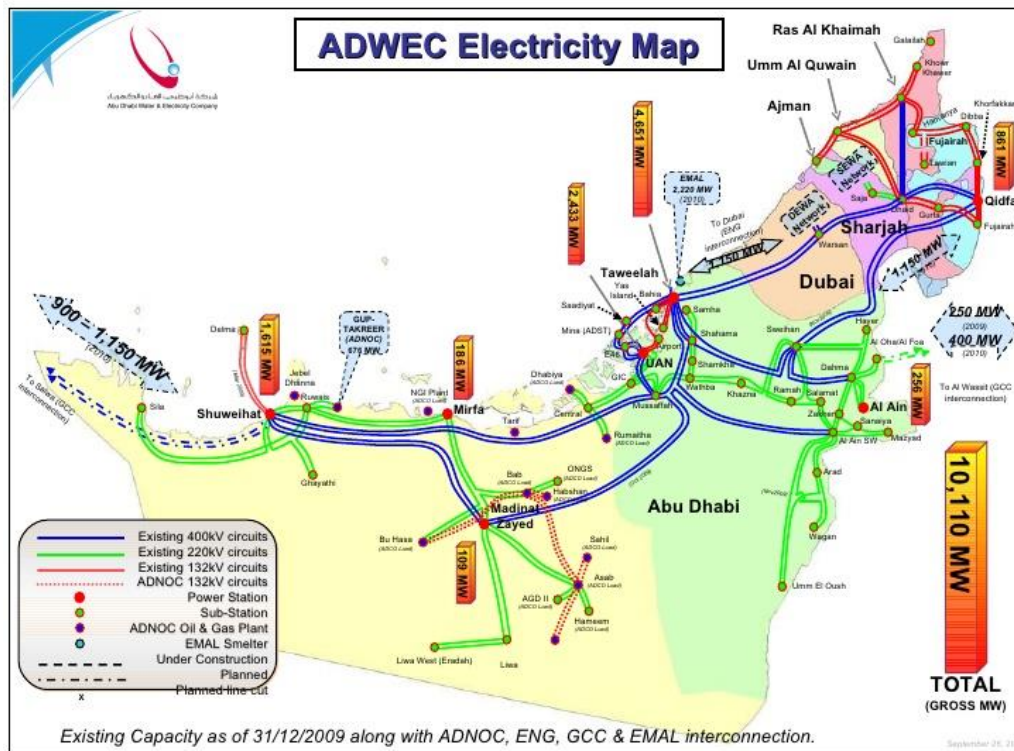


Figura 3: Red eléctrica de los EAU en 2009

En 2015, se completó la expansión de las instalaciones que incorporan la tecnología de desalinización por ósmosis inversa en su planta de Fujairah 1 convirtiéndose en la planta de ósmosis inversa más grande de Oriente Medio. Además, esta planta genera su propia energía que utiliza en el proceso de desalinización. Esta expansión permitió aumentar la capacidad de producción de agua en 136,4 millones de litros al día.

La demanda eléctrica en los EAU depende en gran medida de la estación del año en la que se encuentren. El consumo de energía eléctrica primaria se basa fundamentalmente en los aires acondicionados, luz y refrigeración. En Abu Dabi por ejemplo, el consumo de aire acondicionado es del 47% (aunque puede superar el 60% en los meses de verano), 7% para luz, 3% para refrigeración y el 35% restante se utiliza en otras aplicaciones. Como se puede ver, la mayor carga es el acondicionamiento que depende en gran medida de la temperatura y humedad del país; del aislamiento de los edificios y del mantenimiento de los aires acondicionados.

El consumo industrial y comercial es parecido al residencial pero con diferentes horas de uso y prioridades. Las empresas que más consumen se han basado en el consumo de gas natural como forma de producir energía utilizando sus propias instalaciones para ello aunque cada vez más estas industrias tienen una conexión directa a la red.

- Cogeneración para la desalinización: La desalinización del agua de mar proporciona casi toda el agua para uso tanto residencial como industrial. El proceso de desalinización es un proceso que requiere grandes cantidades de energía por lo que se están invirtiendo grandes cantidades de dinero para aumentar la eficiencia del proceso y reducir su impacto ambiental. El agua necesaria para la agricultura se extrae de acuíferos subterráneos, que cada vez más muestran signos de salinización, por lo que será necesario también agua desalinizada para la agricultura.

La capacidad de producción diaria es de 7196,5 millones de litros al día. La cogeneración térmica utilizada es el tipo Flash, que proporciona el 80% de la capacidad de generación,

es robusta pero ineficaz. La ósmosis inversa, a pesar de ser mucho más eficiente, proporciona menos del 5% de la generación. Se estima un consumo de energía de 4-5 kWh por m³ de agua potable obtenida.

La mayor utilización del tipo Flash se debe a que no es necesario un pretratamiento de las aguas a la entrada de la desalinizadora, al contrario que ocurre con el proceso de ósmosis inversa, que es altamente vulnerable al estado del agua a la entrada, como por ejemplo, las mareas rojas. Sin embargo, el desarrollo de mejores membranas para la ósmosis inversa disminuirá el riesgo de falta de abastecimiento durante interrupciones ya que aumentará la capacidad de los acuíferos de 3 días a 6 meses.

Actualmente, la ciudad de Masdar ha puesto en marcha la construcción de 4 plantas piloto en Abu Dabi con el objetivo de demostrar la viabilidad de las tecnologías desarrolladas a lo largo de 18 meses de funcionamiento para la fase 1. El proyecto se basa en el avance de las tecnologías ya existentes, mientras que el otro consiste en incorporar tecnologías más innovadoras. Con el avance de la tecnología de osmosis inversa se calcula que el consumo será de 3,6 kWh/m³. Con la implementación de tecnologías más innovadoras se espera que el consumo sea de 3,1 kWh/m³. La fase 2 de este proyecto consiste en la implementación a escala nacional de estas tecnologías, incluida la posibilidad de ser sustentadas completamente con energías renovables.

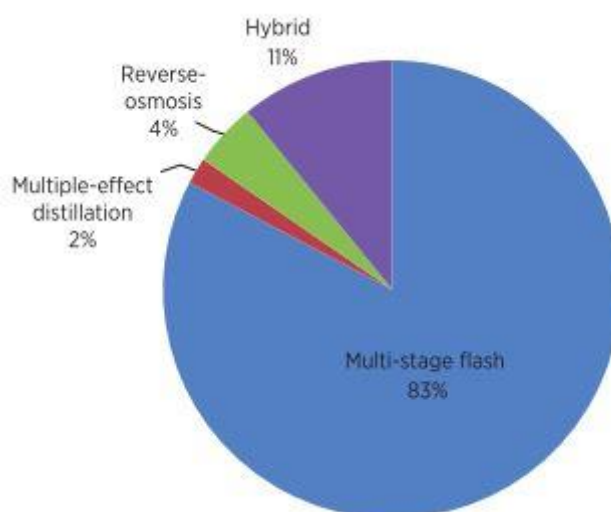


Figura 4: Estructura de la desalinización

- Precio: Una de las muestras del grado de independencia de los Emiratos son las tarifas eléctricas. En Abu Dabi se estima un precio de 0,057 USD/kWh siendo para ciudadanos de los Emiratos de 0,014 USD/kWh y el coste de producción de 0,098 USD/kWh siendo más del doble del coste estándar y 7 veces superior al coste medio de los EAU. Esta tasa se basa en la recuperación de costes sin incluir el coste de oportunidad del gas natural. Por otra parte, en Dubái y los Emiratos del norte, el precio de la electricidad sigue una estructura proporcional, es decir, la tasa más alta para un consumo más alto. La más baja (menos de 2000 kWh al mes, para uso residencial y comercial) es de 0,062 USD/kWh y la más alta es de 0,103 USD/kWh (consumo superior a 6000 kWh al mes). En ocasiones, se incluye un recargo por uso de gas natural licuado.
- Para uso industrial, los Emiratos del norte tienen una única tarifa de 0,12 USD/kWh mientras que Dubái posee 2, por debajo y por encima de 10.000 kWh al mes.

- Red de los países del Consejo de Cooperación del Golfo: A parte de los intercambios de electricidad y agua internos del país entre Emiratos, cuentan con un sistema de interconexión entre los países del Consejo de Cooperación del Golfo que entró en funcionamiento en 2013. Actualmente, este sistema se centra en la estabilidad de la red e intercambio no inmediato en lugar de un sistema abierto de mercado de electricidad. Cuentan con una serie de obstáculos a superar, entre ellos, la estandarización de las tarifas entre países y el problema de que, actualmente, ningún país del Consejo cuenta con una capacidad excedente durante los meses de verano.

2.5.3. Energía nuclear

Los EAU han hecho grandes esfuerzos en incrementar su producción de energía nuclear civil. Estos esfuerzos se traducen en una inversión de 40.000 millones de dólares para generar una potencia de 5600 MW incorporando a la red 2 reactores de 1400 MW entre los años 2017 y 2020. Se espera que esta planta genere un 20% de la demanda nacional y reduzca la dependencia del gas natural y elimine las emisiones asociadas a este. El proyecto ha sido reconocido por el Organismo Internacional de la Energía Atómica por su transparencia. Se entrará más en detalle en capítulos posteriores.

2.5.4. Centrales de carbón

También se han propuesto 2 proyectos de centrales de carbón para aumentar la diversidad energética y reducir la dependencia del gas natural. Uno de ellos en Dubái, que se espera que produzca 1200 MW, y otro en Ras Al-Khaimah, de 270 MW. Ambos están diseñados para atrapar el carbono en la salida y almacenarlo para ser utilizado si fuese necesario. El proyecto de Dubái es el más avanzado y fue aprobado por las Autoridades de electricidad y agua de Dubái (DEWA).

2.5.5. Energías renovables

Una forma de reducir la dependencia del gas y de reducir al máximo las emisiones contaminantes es la inversión en el desarrollo de energías renovables. Las principales tecnologías que se desarrollan en los EAU son la energía solar, eólica y la extracción de energía a partir de desechos aunque hay una serie de proyectos pilotos puestos en marcha sobre otras formas de obtención de energía de tipo renovable.

El empeño de los Emiratos Árabes por invertir en energías renovables comenzó en 2008-09 cuando se convirtieron en uno de los países con más huella de carbono en el mundo. A partir de entonces se fijó un objetivo para 2020, conseguir que el 7% de la producción de energía proviniera de fuentes renovables. A pesar de las dudas que esta iniciativa despertó debido a la fuerte dependencia que este tipo de países tienen de los hidrocarburos, el despliegue y promoción de las energías renovables han tenido un efecto significativo con la construcción de grandes plantas de energía solar y el proyecto “Masdar”, la ciudad con cero emisiones.

Cabe destacar que la principal producción de energía viene de la quema del petróleo o gas, lo que limita la exportación de los EAU. El desarrollo de estas tecnologías permite liberar dichas exportaciones para generar ingresos, por lo que aumenta el valor de las energías renovables.

2.5.5.1. Solar

Las principales inversiones del país en energías renovables se centran en este sector. La luz del sol en los EAU es prácticamente diaria, teniendo 350 días de sol al año, algo que hace que la

energía solar tenga el potencial suficiente como para abastecer la mayor parte de las necesidades energéticas del país. En Abu Dabi se construyó la planta de concentración de energía solar Shams 1 de 100 MW y una inversión de 600 millones de dólares, la más grande construida hasta la fecha en Oriente Medio. Cuenta con una superficie total de 2,5 km² y proporciona electricidad a 20.000 hogares. Se estima que elimina la producción de 175.000 toneladas de CO₂ al año. Se planea aumentar la capacidad de la planta solar hasta los 2000 MW con Shams 2 y Shams 3. Por otra parte, Dubái conecta a la red los 13 MW fotovoltaicos producidos como parte de la primera fase en la planta Mohammed Bin Rashid Al-Maktoum Solar Park de 1000 MW de potencia. En la actualidad, cuenta con una superficie de 33 campos de fútbol y se espera que ahorre 15.000 toneladas de CO₂ al año. En Agosto de 2014 se realizaron estudios sobre otros 100 MW introducidos a la red desde esta misma planta. Los resultados obtenidos fueron los precios de producción más competitivos en la historia de las energías renovables, saliendo al mercado a 0,0598 USD/kWh. Además de esto, otros 10 MW son producidos por la distribución de paneles solares fotovoltaicos en las azoteas de algunos edificios de todo el país que pueden aumentarse a través de nuevas regulaciones en las 2 principales ciudades del país.

Para 2030 será obligatorio que todos los edificios en los Emiratos Árabes cuenten con instalaciones de paneles solares.

También se pretende utilizar la energía extraída del sol para las plantas desalinizadoras del país. En 2014, Masdar firmó 4 proyectos piloto que utilizan membranas de alta eficiencia para producir unos 1500 m³ de agua diarios. Si son exitosas, en el futuro la energía extraída de fuentes renovables podría utilizarse para la desalinización eléctrica a gran escala.

En resumen, la tecnología fotovoltaica se considera la más atractiva a corto plazo gracias a su bajo coste y a la disponibilidad del sol en el país. Respecto a la energía por concentración solar sigue siendo importante por su capacidad de almacenamiento tanto a nivel nacional como para usos residenciales. Actualmente esta tecnología se limita a grandes instalaciones, edificios de nueva construcción y viviendas financiadas por el gobierno para ciudadanos de los Emiratos Árabes en Abu Dabi.

2.5.5.2. Extracción de energía a partir de desechos

Con el objetivo de eliminar la mayor cantidad de residuos y darles una utilidad junto que el perfil de los residuos generados es adecuado para la producción de energía ha ido creciendo el uso de esta tecnología. De esta manera, se consigue reducir la huella de carbono per cápita. Uno de los problemas que tiene el desarrollo de esta tecnología es que el gobierno plantea cobrar tarifas por la eliminación de los residuos.

Actualmente son 2 los proyectos que se están llevando a cabo. Uno en Sharjah de 53 MW de potencia financiado por Bee'ah, una de las empresas más importantes en la gestión de residuos en Oriente Medio. El otro, en Abu Dabi, financiado por la empresa Taqa, una empresa respaldada por el estado que se espera que de una potencia de 100 MW. Se espera que de cara a 2021 se desvíen el 75% de los residuos de los vertederos a este tipo de plantas.

En relación con la extracción de energía a partir de residuos, una planta ya operativa en Ras Al-Khaimah de 2 MW y otra en construcción en Dubái desde 2013 de 1 MW, se dedican a la extracción de metano de la tierra para la producción de energía.

Una de las empresas de aluminio más importantes de Dubái, Dubal, ha desarrollado con éxito un proyecto piloto que se basa en la conversión del calor del proceso en refrigeración in-situ mediante el uso de enfriadores de absorción.

2.5.5.3. Eólica

Esta es una tecnología poco explorada hasta el momento a pesar de que se sabe que poseen recursos suficientes y es una de las opciones más baratas junto con la energía solar.

La costa de Fujairah que da al Océano Índico es un buen ejemplo de ello, pero los problemas de uso del suelo no han permitido su explotación. También está la isla de Sir Bani Yas donde se esperaría una potencia de 30 MW pero el proyecto aún no ha sido aprobado.

2.5.5.4. Combustibles para el transporte

Otra forma de incorporar las energías renovables, es la utilización de biocombustibles para el transporte, tanto para aviación, como biodiesel para automóviles. Para ello, el gobierno está creando incentivos económicos que incentiven el cambio.

El Instituto Masdar de Ciencia y Tecnología junto con las aerolíneas Boeing Company y Etihad Airways han empezado a desarrollar una industria nacional dedicada a los biocombustibles de aviación sostenibles. El objetivo principal a largo plazo es lograr un crecimiento con emisiones neutrales de carbono en 2020 y reducir el 50% del CO₂ de aviación en 2050 respecto al de 2020. Para ello, se están investigando nuevas formas de agricultura y acuicultura para la producción de biodiesel a través de un proyecto piloto de 2 ha en la ciudad de Masdar.

Desde 2011, una empresa financiada por NeutralFuels opera una planta que se encarga de transformar el aceite usado de una cadena de comida rápida en biodiesel. Este biodiesel se revende a NeutralFuels a un precio que puede competir con los altos precios del gasóleo en Dubái.

Respecto a los coches eléctricos, es algo que aún no ha calado en los Emiratos Árabes, pero ya hay empresas como la Compañía Nacional de Petróleo de los Emiratos (ENOC) que ha instalado estaciones de servicio para estos coches. Además, desde que los coches de lujo de Tesla se han convertido en un símbolo de éxito en los negocios en Estados Unidos y Europa, es solo cuestión de tiempo que empiece a proliferar esta industria en los EAU.

2.5.5.5. Refrigeración renovable

Como se ha comentado en apartados anteriores, el consumo de energía de los emiratos en refrigeración es tremendamente alto, más aún en los meses de verano, donde se alcanzan temperaturas de 45°C. El enfriamiento renovable se puede lograr mediante 2 vías principales. La primera, uso de electricidad renovable en los enfriadores de compresión de vapor. La segunda, uso de calor renovable en los enfriadores de absorción. El avance tecnológico de los enfriadores afecta de manera significativa al rendimiento y por tanto, al coste asociado a la operación.

Un estudio realizado en 2010 por Mokhtar expuso que las plantas de concentración de energía solar a gran escala con enfriadores de compresión de vapor tenía una ventaja de costo frente a los enfriadores de absorción de triple efecto con un alto rendimiento. La bajada en los precios de la energía solar fotovoltaica ha hecho que la situación cambie a favor de los paneles fotovoltaicos.

Actualmente solo hay 2 proyectos piloto de enfriamiento renovable: uno de ellos en la ciudad de Masdar de 600 kW, y el segundo, comentado ya anteriormente, en la empresa Dubal.

2.5.5.6. Plantas de hidrógeno

En Abu Dabi, se está desarrollando un proyecto conjunto entre Masdar y BP invirtiendo alrededor de 2.000 millones de dólares, consistente en comercializar la tecnología que permite la extracción de energía a partir del hidrógeno. La planta funciona de la siguiente manera: en la planta entra gas natural que es calentado a una temperatura entre 700°C y 1000°C con vapor en presencia de un catalizador de níquel, produciéndose monóxido de carbono e hidrógeno. Tras esto, se recombina el monóxido de carbono obteniéndose dióxido de carbono y más hidrogeno que se almacenan de forma separada. El dióxido de carbono es redirigido mediante tuberías a las plantas de extracción de petróleo, donde puede ser usado para la extracción del crudo, algo para lo que normalmente se usa gas natural, por lo que supone un ahorro de este, algo que tanta falta hace en los Emiratos. De esta forma el dióxido de carbono queda retenido bajo tierra. El hidrógeno acumulado se lleva a una cámara de combustión donde es quemado produciendo electricidad que inyecta a la red y emitiendo al ambiente vapor de agua. Se espera que la planta produzca alrededor de 500 MW, de los cuales se destinen 100 MW al consumo de la propia instalación, y evite la emisión de 1,7 millones de toneladas de CO₂ al año. Las instalaciones aún no están operativas y se espera que comiencen la pre-operación en 2017-18.

2.6. La industria nuclear en los Emiratos Árabes Unidos

El desarrollo de la tecnología nuclear en los Emiratos Árabes Unidos surge en 2008 como respuesta a las necesidades eléctricas futuras del país. Según estudios, estas necesidades alcanzarán en 2020 los 40.000 MW, lo que supone un crecimiento anual de la demanda del 9% desde el 2007. Los motivos principales para la creación de la industria dentro del país fueron:

- El consumo de gas natural necesario para hacer frente a la demanda sería insostenible, tanto medioambiental como económicamente.
- La quema del crudo o gasóleo sería viable pero muy costosa (reduciendo la cantidad de barriles de petróleo equivalente que se exportan) y muy perjudicial para el medioambiente.
- El uso de carbón para generar electricidad es una opción que abarataría costes, pero será medioambientalmente insostenible y vulnerable de cara a la seguridad del suministro.
- El desarrollo de la generación eléctrica basado en técnicas renovables, aunque deseable, y es donde se están poniendo los mayores esfuerzos de los Emiratos, solo sería capaz de suministrar un 6-7% de la demanda total de los Emiratos en 2020.

Por ello, los EAU están desarrollando un programa nuclear civil pacífico, basado en la seguridad, la no proliferación y la transparencia operativa. El desarrollo de este proyecto ha llamado la atención de muchos expertos, que ven el interés de los Emiratos en este tipo de energía como una oportunidad para profundizar en el sector nuclear como forma de obtener energía.

En la persecución del objetivo de desarrollar un programa nuclear civil que proporcione parte de la electricidad demandada, los EAU publicaron en 2008 un documento donde se comprometían a:

- Plena transparencia operacional.

- No proliferación.
- Cumplir los estándares de seguridad y protección.
- Trabajar directamente con el Organismo Internacional de la Energía Atómica (IAEA) sometiéndose a sus normas de evaluación estableciendo un programa pacífico de energía nuclear.
- Desarrollar cualquier capacidad de energía nuclear pacífica en colaboración con el gobierno y las empresas nacionales responsables.
- Desarrollar un programa de energía nuclear pacífica de manera que garantice la sostenibilidad a largo plazo.
- Renunciar al enriquecimiento de uranio.
- Renunciar al reprocesamiento del combustible nuclear.

Estos 2 últimos puntos son fundamentales y los más críticos a la hora de desarrollar un plan de energía nuclear civil, ya que son las 2 partes del ciclo del combustible nuclear que más fácilmente pueden ser utilizados para fines no pacíficos. Para ello, en Diciembre de 2009 firmó un acuerdo con Estados Unidos llamado “Acuerdo 123” por el que renunciaba enriquecer uranio y reprocesarlo una vez este haya sido utilizado. Estados Unidos tiene acuerdos muy similares con otros países.

A partir de que los Emiratos Árabes se comprometieran a cumplir los puntos citados anteriormente, empezar a firmar acuerdos que garantizan su cumplimiento, como por ejemplo la Ley Nuclear de EAU, Acuerdo Amplio de Salvaguardias o el Protocolo Adicional.

La Ley Federal que entro en vigor en Octubre de 2009, prohíbe el desarrollo, construcción y operación de instalaciones de enriquecimiento o reprocesado dentro de la frontera del país que se complementa con el “Acuerdo 123”.

Otro de las legislaciones que los EAU aprobaron fue en consonancia con la Convención de Viena, donde se estipula que la responsabilidad civil en caso de accidente recae única y exclusivamente en la empresa operadora de la planta.

A parte de estos mecanismos, los EAU también han firmado acuerdos de cooperación bilaterales con otros países. Entre ellos Francia, Estados Unidos, la República de Corea, Reino Unido, Japón, Canadá, Rusia,....

2.7. Cronología de Barakah

2008	Abril	Los EAU desarrollan una política sobre la evaluación y desarrollo potencial de la energía nuclear civil
2009	Abril	Se firma un Protocolo Adicional con el IAEA, además de su propio Acuerdo de Salvaguardias
	Septiembre	El Presidente de los EAU emite la Ley Federal N°6 de 2009 sobre “Los Usos Pacíficos de la energía nuclear”, es decir, la Ley Nuclear que establece la creación del FANR
	Octubre	Los EAU adoptan la Ley Federal
	Diciembre	Se crea la Corporación de Energía Nuclear de los Emiratos (ENEC) Se selecciona el primer contratista Entra en vigor el acuerdo bilateral con Estados Unidos “Acuerdo 123” para la cooperación con fines pacíficos

2010	Marzo	EL FANR emite la primera licencia para la “Encuesta de Sitio Potencial para la Instalación Nuclear”
	Abril	Comienzan las perforaciones
	Julio	FANR y la Agencia de Medio Ambiente de los EAU aprueban licencias para comenzar el trabajo preliminar en Barakah
	Agosto	FANR firma un acuerdo con la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (U.S.NRC) para el intercambio de información técnica y cooperación en seguridad, protección y salvaguardias
	Octubre	FANR publica su primer reglamento: “Regulación de los límites de dosis de radiación”
2011	Abril	Los primeros empleados de FANR superan el “Programa de Cualificación como Inspector”
	Diciembre	FANR firma un Acuerdo de Cooperación con la Comisión Coreana de Protección y Seguridad Nuclear (NSSC) para cooperar en las áreas de seguridad, protección y salvaguardas nucleares a través del intercambio de información técnica, experiencias, personal y tecnología
2012	Mayo	FANR firma un Acuerdo de Cooperación con la Autoridad Reguladora Nuclear Francesa (ASN) para intercambiar información técnica en relación con la regulación de la seguridad nuclear y la protección radiológica
	Julio	FANR otorga una licencia de construcción para Barakah, Unidades 1 y 2 Comienza la construcción de la contención de la Unidad 1
2013	Febrero	La primera mujer Emiradí se gradúa en un Máster Internacional de Seguridad Nuclear y Radiación
2014	Julio	Colocación de la vasija de la Unidad 1
	Septiembre	FANR otorga una licencia de construcción para Barakah, Unidades 3 y 4
2015	Marzo	ENEC recibe la Licencia de Operación para Barakah, Unidades 1 y 2
	Junio	Colocación de la vasija de la Unidad 2
	Septiembre	Instalación de los generadores de vapor de la Unidad 2
2016	Febrero	La Unidad 1 supera los test de llenado del primario
	Julio	Colocación de la vasija de la Unidad 3 La Unidad 1 supera los test de seguridad que verifican su funcionamiento a potencia y en caso de accidente KHPN y ENEC firman el Acuerdo de Servicios de Apoyo Operativo
	Agosto	Instalación de los generadores de vapor de la Unidad 3
	Octubre	Carga de combustible en la Unidad 1
2017	Mayo	Fecha prevista para el inicio de operación de la Unidad 1

Tabla 9: Cronología de la industria nuclear en los EAU

2.8. Grado de desarrollo de la industria nuclear en el país

En Diciembre de 2009, la Corporación de Energía Nuclear de los Emiratos anunció que había seleccionado a KEPCO como contratista principal para liderar el consorcio que llevaría a cabo el

programa de energía nuclear civil de los EAU, encargándose del diseño, construcción y ayuda a la hora de la operación de la central. Algunas de las empresas de dicho consorcio son:

- Hyundai Engineering & Construction
- Samsung
- Doosan Heavy Industries
- Westinghouse
- KEPCO:
 - ❖ Korea Hydro and Nuclear Power: ingeniería, adquisiciones, construcción y operador
 - ❖ Korea Power Engineering: diseño y servicio de ingeniería
 - ❖ Korea Nuclear Fuel: combustible
 - ❖ Korea Plant Service and Engineering: mantenimiento de la planta

KEPCO está construyendo 4 reactores APR-1400 en la región de Barakah. Está previsto que la Unidad 1 comience a operar en 2017 y la Unidad 2 en 2018. Las Unidades 3 y 4 se prevé que entren en funcionamiento entre 2019 y 2020. Estos 4 reactores, una vez estén operativos, suministrarán a la red una potencia de 5.600 MW de bajas emisiones.

El emplazamiento elegido por ENEC está situado en la región occidental del Emirato de Abu Dabi, cerca de la ciudad de Ruwais. Este lugar fue propuesto por un comité de expertos internacionales por sus características medioambientales; técnicas, ya que está situado en la costa y el mar puede servir como sumidero de calor al condensador; y comerciales, con una ciudad en las proximidades y la posibilidad de llegar a las instalaciones por mar. Algunas de las consideraciones tenidas en cuenta para la proposición del emplazamiento fueron:

- Historial sísmico.
- Distancia a centros poblados: Ubicado a 50 km de la ciudad de Ruwais.
- Proximidad a grandes suministros de agua: Situado en la costa para usar el agua del mar como sumidero de calor en el condensador y, en caso de accidente, utilizar dicha agua para la parada del reactor.
- Proximidad a la red eléctrica existente: En la costa de Ruwais hay construidas unas instalaciones de desalinización y producción de energía eléctrica.
- Proximidad a la infraestructura industrial y de transporte: Salida directa al mar, a una de las autopistas más importantes del país y cuentan con un aeropuerto a menos de 50 km de las instalaciones.
- Condiciones favorables de construcción, seguridad y evacuación
- Capacidad para minimizar el impacto ambiental

El proceso que llevó a la selección de Barakah como emplazamiento definitivo para la primera planta de energía nuclear de los EAU se basó en las normas aprobadas por la Autoridad Federal para la Regulación Nuclear y el Instituto de Investigación de Energía Eléctrica y por la orientación de órganos internacionales como la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos y la Agencia Internacional de la Energía Atómica.

En Julio de 2010, FANR y la Agencia de Medio Ambiente de los EAU aprueban licencias que permiten comenzar la construcción de instalaciones preliminares en Barakah. Una de las licencias fue la “Licencia de Preparación de la Ubicación” que permitió a ENEC comenzar las infraestructuras tanto nucleares como carreteras, redes de telecomunicación y edificios

administrativos. Por otra parte, la “Licencia de Construcción Limitada” permitió la fabricación de los componentes como la vasija, generadores de vapor y bombas de refrigeración del reactor.

En Julio de 2012, la FANR junto con la Agencia de Medio Ambiente de Abu Dabi aprobaron el emplazamiento propuesto por ENEC para la construcción de los primeros reactores de los EAU. Una vez fue aprobada la localización, se comenzó el vertido de hormigón de la contención de la Unidad 1.

KEPCO también ha proporcionado trabajadores para la construcción de Barakah. La plantilla de empleados cuenta con 18.000 trabajadores, de los cuales 2.300 son surcoreanos. Además, en 2014, 200 ingenieros de los Emiratos trabajaron en las centrales nucleares surcoreanas con el objetivo de adquirir experiencia para la operación de Barakah.

En Julio de 2016 KHPN y ENEC firmaron un Acuerdo de Servicios de Apoyo Operativo por el que 400 expertos en energía nuclear de KHPN, incluidos operadores de sala de control principal y operadores locales, apoyarán las operaciones de la central nuclear de Barakah durante los primeros 10 años tras la puesta en marcha de la cuarta unidad, es decir, hasta 2030. Los expertos surcoreanos deberán ser autorizados por la FANR antes de que se les permita operar y gestionar la tecnología nuclear del país, superando los exámenes regulatorios.

La energía generada por los 4 reactores va a ser comprada por la Compañía de Agua y Electricidad de Abu Dabi durante los 60 años que la planta esté operativa, según firmaron ADWEC y ENEC en noviembre de 2016.

Se espera que el programa desarrollado de energía nuclear cubra el 25% de la demanda energética de los Emiratos en 2020 proporcionando electricidad segura, limpia, fiable y eficiente. Los reactores estarán libres de emisiones, contribuyendo a la reducción de la huella de carbono del país.

2.8.1. Combustible

En Agosto de 2012, ENEC firmó 6 contratos relacionados con el abastecimiento de combustible nuclear durante 15 años que incluyen la extracción, preparación, enriquecimiento y fabricación por un valor total de 3.000 millones de dólares. De esta manera, ENEC se asegura volver al mercado de los combustibles una vez haya transcurrido este periodo y aprovechar así las condiciones favorables de mercados futuros y asegurar en el suministro.

Según los contratos firmados, tanto AREVA como Techsnabexport (Tenex) han sido contratadas para prestar sus servicios en todo el ciclo del combustible incluido suministro, conversión y enriquecimiento. A parte de estas 2 empresas, 4 más apoyarán los servicios ya mencionados.

Las empresas que suministran el combustible nuclear a Bakarah son:

- ConverDyn (Estados Unidos): proporcionará servicios de conversión
- Uranium One (Canadá): suministrará el uranio natural
- URENCO (Reino Unido): se encargará de enriquecer el combustible
- Rio Tinto (Reino Unido): proporcionará uranio natural
- Tenex (Rusia): suministrará los concentrados de uranio, servicios de conversión y servicios de enriquecimiento
- AREVA (Francia): suministrará los concentrados de uranio, servicios de conversión y servicios de enriquecimiento

El uranio ya enriquecido será suministrado a Kepco Nuclear Fuels, que es una empresa parte del consorcio de contratistas principales de ENEC, y que fabricará los elementos combustibles para su uso en la planta de Barakah.

Además de esto, en Julio de 2011, ENEC firmó un acuerdo de cooperación con Australia, permitiendo que el suministro de uranio procedente de dicho país sea el combustible utilizado en futuras plantas de energía nuclear.

En relación con el combustible usado, se está siguiendo una estrategia de gestión de doble vía que implica el desarrollo de un programa de almacenamiento y eliminación de los desechos paralelamente al estudio de diferentes opciones de cooperación regional, especialmente con el CCG. Otra opción es la recuperación del combustible mediante su devolución a los proveedores. La propiedad y responsabilidad del combustible usado será transferida a otras entidades estatales una vez hayan transcurrido 20 años.

Cuando se realiza la recarga el combustible usado se almacena en las piscinas del reactor durante 20 años, o solamente 6 en el caso en que sea almacenado en instalaciones destinadas a ello.

La empresa sueca SKB junto con la Agencia Árabe de la Energía Atómica (AAEA) y un grupo amplio de países de la región de MENA, están estudiando la posibilidad de construir un depósito de residuos geológico en los EAU o en otro lugar de la región debido al interés de estos países en la energía nuclear.

2.9. Órganos reguladores

A raíz de la puesta en marcha del programa nuclear civil, se crearon entidades que se encargan de implementar dicho programa.

2.9.1. Autoridad Federal de Regulación Nuclear (FANR)

Creada en Septiembre de 2009 como organismo regulador para el sector nuclear de acuerdo a la Ley Federal acerca de los usos pacíficos de la energía nuclear. Es una agencia federal independiente que se encarga de regular y conceder licencias a todas las actividades nucleares del país con la seguridad, protección y no proliferación como principales objetivos. Basan su actividad en la transparencia en sus operaciones y gracias a esto se ha ganado el reconocimiento de la comunidad internacional y del Organismo Internacional de la Energía Atómica por sus actividades como organismo regulador.

Este organismo centra su actividad en la protección de los ciudadanos de los Emiratos, sus trabajadores y el medioambiente mediante la realización de programas aprobados internacionalmente en materia de seguridad, protección contra radiaciones y desarrollo de salvaguardias.

Se encarga también de supervisar la implementación de las obligaciones aprobadas mediante tratados, concesiones y acuerdos internacionales y del cumplimiento de las normas administrativas.

Está dirigida por Christer Viktorsson, ex funcionario de alto nivel de la Autoridad Sueca de Seguridad Nuclear y de la IAEA.

2.9.2. Corporación de Energía Nuclear de los Emiratos (ENEC)

Creada en Diciembre de 2009 por decreto del Presidente de los Emiratos. Es una corporación propiedad de Abu Dabi en su totalidad que se encarga de implementar el programa de energía nuclear civil en el país así como desarrollar las centrales nucleares dentro de los Emiratos Árabes. Actualmente es el responsable de la construcción de las centrales nucleares de Abu Dabi y de la formación académica del capital humano.

Otra de sus funciones principales es la de supervisar el trabajo de los contratistas en las fases de diseño, construcción y operación.

2.9.3. Consejo Rector Internacional (IAB)

Se trata de un órgano asesor que otorga experiencia y conocimientos. Está compuesto por 9 miembros expertos reconocidos internacionalmente en el sector, no proliferación, asuntos regulatorios, operación de reactores, etc. Sus reportes van directamente al Ministerio de Asuntos Presidenciales y redacta evaluaciones independientes al Estado y a las diversas entidades que colaboran en el programa nuclear civil de los EAU. Se encarga de analizar el proceso logrado en el tratamiento de áreas de interés especial. El IAB se reúne como mínimo 2 veces al año hacen públicos sus informes semestrales con el objetivo de examinar los progresos de los EAU en materias de seguridad, protección, no proliferación, transparencia y sostenibilidad.

2.10. Instalaciones nucleares existentes

2.10.1. Barakah

En la zona Oeste del Emirato de Abu-Dabi está siendo construida la primera central nuclear de los Emiratos Árabes, la central de Barakah, situada a 50 km al oeste de la ciudad de Ruwais en la costa del Golfo Pérsico. Cuando la planta esté terminada contara con 4 reactores tipo APR-1400 que proporcionarán una potencia al país de 5600 MWe, un 20% de la demanda total de energía eléctrica.

Tras haber llegado a un acuerdo con KEPCO en 2009 para ser el contratista principal y encargarse de la construcción de la planta por un precio de 20.000 millones de dólares, la licencia de construcción fue otorgada en Julio de 2012, mismo mes en el que comenzaron las obras de la Unidad 1, y con un año de diferencia durante los 4 años siguiente se comenzó la construcción del resto de unidades. La puesta en marcha de la operación comercial se espera que sea en Mayo de 2017 para la Unidad 1 y con un año de diferencia hasta 2020 para las siguientes unidades. La central será operada por ENEC

A mediados de enero de 2017, la construcción de la planta de Barakah se encontraba al 75% terminada, con la Unidad 1 al 95%, la Unidad 2 al 81%, la Unidad 3 al 63% y la Unidad 4 al 35% construida.

La IAB informó que el escándalo destapado en Corea del Sur sobre la falsificación de documentos relacionados con el control de calidad de las piezas habían afectado también a las unidades que estaban siendo construidas en Barakah. Esto ha hecho que se produzcan ligeros retrasos en la construcción ya que la fecha prevista de inicio de operación comercial para la unidad 1 era finales de 2016, que se ha tenido que posponer hasta Mayo de 2017. Aun así, los plazos están siendo cumplidos y la construcción de los reactores se acerca a los 48 meses previstos por KEPCO para la construcción del APR-1400.



Figura 5: Central nuclear de Barakah

2.10.2. Olkiluoto

En la parte Oeste de Finlandia se encuentra el municipio de Eurajoki que cuenta con una central nuclear en la isla de Olkiluoto, en la orilla del golfo de Botnia, operada por la empresa TVO. Esta central posee 2 reactores y uno más en construcción. Los dos reactores operativos son de agua en ebullición (BWR) y proporcionan una potencia de 860 MWe y fueron conectados a la red en 1978 y 1980. El contratista principal de estos reactores fue ASEA-Atom, ahora parte de Westinghouse Electric Sweden AB. La tercera unidad, que se encuentra en construcción, es un reactor tipo EPR de AREVA; es el primero de su tipo y de tercera generación que se construye en el mundo.

Tras haber acordado la construcción en Diciembre de 2003 y haber sido aprobada por el gobierno finlandés en Febrero de 2005, la construcción de esta tercera unidad empezó en Agosto del 2005 con el objetivo de estar operativa en 2009-2010 con un presupuesto de 4.100 millones de dólares. Actualmente, debido a los retrasos en la construcción y al estudio de las autoridades francesas de la vasija del reactor, se espera que la central se conecte a la red en Diciembre de 2018. Estos retrasos han hecho que el órgano regulador de la energía nuclear finlandés esté investigando dichos retrasos junto con el aumento de presupuesto.

El proyecto empezó siendo construido por AREVA y Siemens a través de su filial común AREVA NP para el operador finlandés TVO. En 2009, Siemens que poseía un tercio de las acciones de AREVA NP, las vendió a AREVA para cesar sus actividades nucleares en 2011 por lo que AREVA se ha convertido en el contratista principal de la planta. Aun así, Siemens permaneció en el proyecto como subcontratista encargándose de construir el edificio de la turbina. En 2016, AREVA vendió una parte mayoritaria de AREVA NP a EDF por un precio alrededor de los 3.000 millones de dólares.

Actualmente, los costes rondan los 10.000 millones de dólares y, a pesar de que el gobierno finlandés aprobó en 2010 la licencia para la construcción de un cuarto reactor, se ha descartado

la idea por el momento debido a las dificultades que está ocasionando la construcción de la tercera unidad.

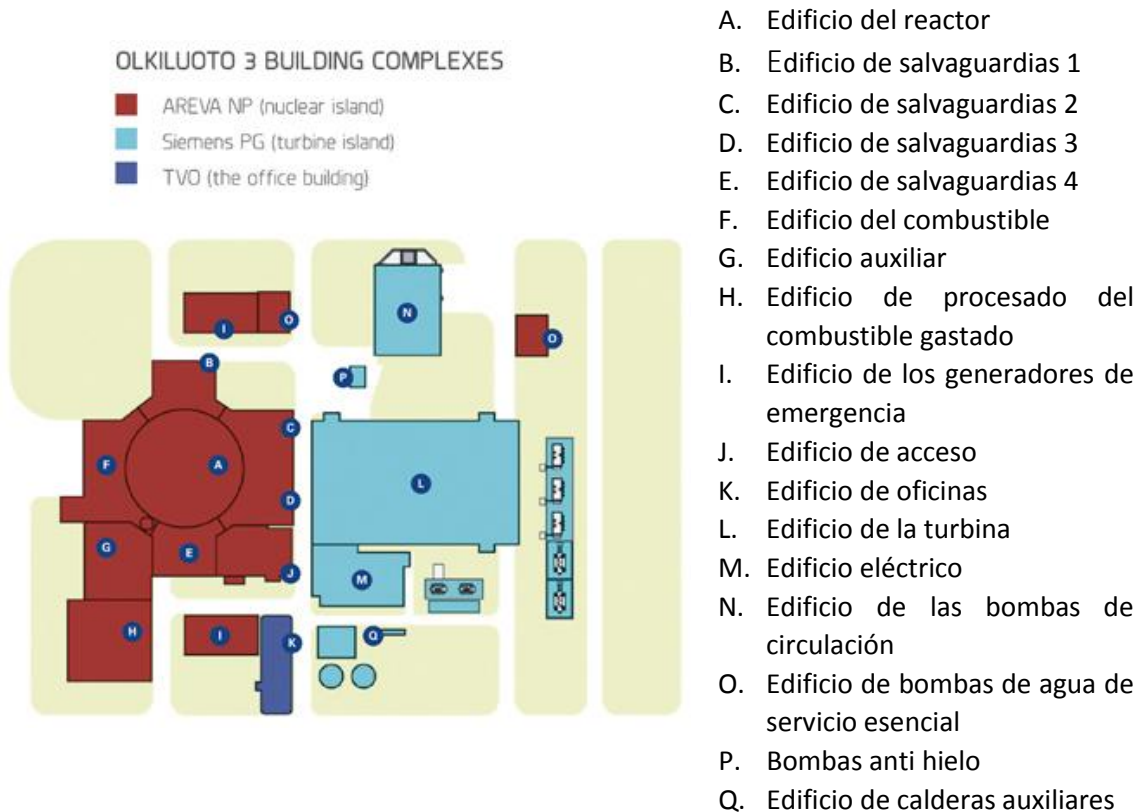


Figura 6: Olkiluoto Unidad 3

Respecto a la gestión de residuos, en el año 2000 el almacén de combustible nuclear gastado de Onkalo, propiedad de las empresas Fortum y TVO, a 5 km de la planta nuclear de Olkiluoto, fue seleccionado como el primer depósito geológico profundo de combustible nuclear gastado. Las

excavaciones empezaron en 2004 en zona granítica, la construcción de las instalaciones comenzó en 2016 y se espera que pueda estar operativa en 2023.

2.10.3. Shin-Kori

La planta nuclear de Kori está situada en Kori, un pueblo de la región de Busan, en Corea del Sur. La central está operada y es propiedad de KHNP subsidiaria de KEPCO. La planta cuenta con 7 reactores operativos, uno más en construcción y 2 más planeados todos ellos de tipo PWR. A continuación, se describen brevemente los reactores que componen la planta:

Nombre	Modelo	Estado	Potencia neta (MWe)	Comienzo de construcción	Operación comercial
Kori 1	WH 60	Operativo	576	Abril 1972	Abril 1978
Kori 2	WH F	Operativo	640	Diciembre 1977	Julio 1983
Kori 3	WH F	Operativo	1011	Octubre 1979	Septiembre 1985
Kori 4	WH F	Operativo	1012	Abril 1980	Abril 1986
Shin-Kori 1	OPR-1000	Operativo	1000	Junio 2006	Febrero 2011
Shin-Kori 2	OPR-1000	Operativo	1000	Junio 2007	Julio 2012
Shin-Kori 3	APR-1400	Operativo	1340	Octubre 2008	Enero 2016
Shin-Kori 4	APR-1400	En construcción	1340	Agosto 2009	2017
Shin-Kori 5	APR-1400	Planificado	1340	2017	2021
Shin-Kori 6	APR-1400	Planificado	1340	2018	2022

Tabla 10: Reactores de la central nuclear de Kori

Las licencias de construcción de las Unidades Shin-Kori 5 y 6 fueron aprobadas por el gobierno en Junio del 2016 y se espera que comiencen su actividad comercial en 2021 y 2022 respectivamente.

Se aprobó la construcción de las Unidades 3 y 4, ambas de tercera generación, en 2006, pero no fue hasta Abril del 2008 que el gobierno otorgó la licencia de construcción. La construcción de la tercera unidad de Shin-Kori comenzó en Octubre de 2008 con un presupuesto previsto de 6.300 millones de dólares y se esperaba que iniciara su actividad comercial a finales de 2013. Debido a los problemas con el cableado de control instalado en los APR-1400 y los escándalos relacionados con los controles de calidad dentro de la industria nuclear coreana durante 10 años, la fecha de inicio de operación comercial se tuvo que posponer hasta principios de 2016.

El cableado instalado no superó los tests de incendios y se destapó que se habían estado falsificando los documentos de las Unidades 3 y 4. Los cables tuvieron que ser encargados a Estados Unidos, hubo que desmontar el cableado y volverlo a montar con los nuevos. A esto se le sumó el accidente mortal de 3 trabajadores por el escape de nitrógeno debido al mal funcionamiento de una de las válvulas de alivio. Cabe destacar, que es el primer reactor tipo APR-1400 que entró en funcionamiento.

La construcción de los reactores nucleares de KEPCO es realizada por grandes empresas de construcción coreanas, que se encargan de la fabricación de los elementos clave. El proyecto fue llevado a cabo por Hyundai, KEPCO se encargó únicamente de la fabricación de la vasija del reactor y el proveedor del NSSS fue Doosan Heavy Industries & Construction.



Figura 7: Shin-Kori unidades 3 y 4

Respecto al combustible usado, este se almacena en las instalaciones del reactor, en las piscinas de combustible, hasta que se construya un almacenamiento centralizado. La planta de almacenamiento centralizado se está construyendo en Gyeongju y tiene la capacidad de almacenar pequeñas cantidades hasta que entre de forma total en operación. En 2012 la capacidad de almacenamiento de combustible usado pendiente de eliminación estaba al 71% de su capacidad máxima. En 2015 se estima que se almacenaron 14.000 toneladas siendo la capacidad de las piscinas de los reactores de 12.000 toneladas. Se ha propuesto también trasladar parte del combustible usado a otros sitios, entre ellos Kori y Hanul, ya que en dichas centrales se están construyendo nuevos reactores, o la opción de almacenar el combustible gastado en el extranjero.

2.11. Desarrollo de la tecnología del reactor

2.11.1. Características generales

	EPR	APR-1400
Diseño	AREVA	KEPCO/KHNP
Tipo de reactor	Reactor de agua a presión	Reactor de agua a presión
Lazos	4	2
Potencia térmica	4590 MWth	3893 MWth
Potencia eléctrica	1770 MWe	1455 MWe
Potencia eléctrica neta	1650 MWe	1400 MWe
Rendimiento de la planta	36 %	35,1 %
Vida útil de la planta	60 años	60 años
Disponibilidad de la plata	>92 %	>90 %

Tabla 11: Características generales

2.11.2. Combustible

	EPR	APR-1400
--	------------	-----------------

Combustible	UO_2, MOX	UO_2
Capacidad de carga de MOX	50%	33%
Quemado del combustible	60 MWd/Kg	44,6 MWd/Kg
Tamaño del elemento combustible	17x17	16x16
Elementos combustibles	241	241
Barras de combustible	265	236
Tubos de guía	24	20
Barras de control	89	76
Enriquecimiento	4,95 % en peso	4,09 % en peso
Ciclo combustible	24 meses	18 meses
Material de las barras de control	$Ag - In - Cd, B_4C$	$Ag - In - Cd/B_4C$
Captador de neutrones soluble	H_3BO_3	B

Tabla 12: Combustible

2.11.3. Seguridad

	EPR	APR-1400
Frecuencia de daño al núcleo	$< 10^{-6}/\text{año}$	$< 10^{-5}/\text{año}$
Frecuencia de gran liberación temprana	$< 10^{-7}/\text{año}$	$< 10^{-6}/\text{año}$
Exposición de los trabajadores a la radiación	$< 0,35 \text{ Sv} - \text{Persona/año}$	$< 1 \text{ Sv} - \text{Persona/año}$
Disparos inesperados	$< 1/\text{año}$	$< 0,8/\text{año}$
Tiempo mínimo de funcionamiento de los generadores de emergencia	8 horas	8 horas
Sismo en base de diseño	0,25 g	0,3 g

Tabla 13: Seguridad

Sistema de Inyección de Seguridad	
EPR	APR-1400
<ul style="list-style-type: none"> • 1 tren por lazo, más redundancias • Inyección en rama fría • Inyección de media presión • Inyección de baja presión 	<ul style="list-style-type: none"> • 2 trenes por lazo • Inyección directa en la vasija • Se eliminan los diferentes niveles de presión con inyección única a través del tanque de inyección de seguridad en caso de LOCA

Tabla 14: Sistema de inyección de seguridad

IRWST	
EPR	APR-1400
<ul style="list-style-type: none"> • Se sitúa en plano entre la cavidad del reactor y el cilindro que protege a la vasija • Proporciona el agua necesaria para el enfriamiento del núcleo de emergencia • En caso de accidente severo, inunda el "core-catcher" 	<ul style="list-style-type: none"> • Se sitúa como un anillo alrededor de la contención • Fuente de agua para el Sistema de Inyección de Seguridad • En caso de accidente severo, inunda la cavidad del reactor

Tabla 15: IRWST

Sistema de Evacuación del Calor Residual	
EPR	APR-1400
<ul style="list-style-type: none"> Consta de 4 trenes de los cuales solo se usan 2 para el apagado frío Entra en funcionamiento cuando la evacuación de calor no es suficiente Se basa en el sistema de inyección de seguridad de baja Entra en funcionamiento cuando la temperatura de RCS es menor de 120°C 	<ul style="list-style-type: none"> Posee 4 trenes Entra en funcionamiento cuando la temperatura del RCS es menor de 176°C

Tabla 16: Sistema de evacuación del calor residual

Modos de Operación	
EPR	APR-1400
<ul style="list-style-type: none"> Diseñado para trabajar a potencia Evita el disparo del reactor en eventos como: disparo de la turbina, rechazo de la carga, mal funcionamiento de una bomba de refrigeración Control automático a partir del 25% de potencia 	<ul style="list-style-type: none"> Diversos modos de funcionamiento Evita el disparo del reactor en eventos como: pérdida completa de potencia, disparo de la turbina Control automático entre el 3 y 5% de potencia

Tabla 17: Modos de operación

2.12. Coste de inversión

Según los datos históricos de la construcción de reactores en todo el mundo, el desglose del coste de una central viene a ser:

Diseño, arquitectura, ingeniería y licencias	5%
Ingeniería de proyecto, adquisición y gestión de la construcción	7%
Trabajos de instalación y construcción:	
• Isla nuclear	28%
• Isla convencional	15%
• Balance de planta	18%
Desarrollo del lugar y trabajo civil	20%
Transporte	2%
Puesta en servicio y primera carga de combustible	5%
Total	100%

Tabla 18: Costos de capital por actividad

Equipo:	
• NSSS	12%
• Equipo eléctrico y de generación	12%
• Equipos mecánicos	16%
• Sistema de información y control (incluido software)	8%
Materiales de construcción	12%
Trabajo in situ	25%

Servicio de gestión del proyecto	10%
Otros servicios	2%
Primera carga de combustible	3%
Total	100%

Tabla 19: Costos de capital por mano de obra, bienes y materiales

Estos costes varían en función del país en el que se construya el reactor. Por ejemplo, en Estados Unidos los costes de construcción tienen tendencia a aumentar a lo largo del tiempo. En otros países se mantienen estables e incluso bajan, como por ejemplo e Corea del Sur. La variación de estos costes no solo depende de la experiencia con energía nuclear del país, sino de otros factores como pueden ser el tamaño del reactor, el régimen regulatorio al que es sometido o la colaboración internacional. Es por ello que no se pueden sacar conclusiones sólidas sobre los futuros costes de le energía nuclear basándose en la experiencia del país.

2.12.1. Barakah

En 2009 ENEC firmó un acuerdo con KEPCO para la construcción de 4 reactores tipo EPR en los Emiratos Árabes por un precio cerrado de 20.000 millones de dólares donde se incluían construcción, puesta en marcha y carga de combustible de las 4 unidades.

El plan inicial de financiación incluía 10.000 millones de dólares de deuda con el Banco de Exportación e Importación de Corea, 2.000 millones con Ex-Im Bank de Estados Unidos, 6.000 millones del gobierno de Abu-Dabi y 2.000 millones más con bancos comerciales.

Sin embargo, no acaba de estar clara que otras fuentes de financiación han sido necesarias para el proyecto, ya que este habría aumentado significativamente hasta alcanzar un valor entre los 32.000 y 40.000 millones de dólares.

2.12.2. Olkiluoto 3

Para la construcción de la tercera unidad de la planta nuclear de Olkiluoto se estimó una inversión inicial de 4.100 millones de dólares, o lo que es lo mismo, 3.200 millones de euros que AREVA asumió como un coste fijo, es decir, todo lo que superara esa cifra sería pagado por AREVA.

En Diciembre de 2012 AREVA recalculó el costo total de la planta en 9.100 millones de dólares. Además de esto, hay que sumar las demandas interpuestas de AREVA a TVO por los retrasos a la hora de realizar los pagos (por valor de 2.900 millones de dólares) y viceversa por compensación de costes y pérdida de beneficios (por valor de 2.000 millones de dólares).

Actualmente, se estima que el precio total de la planta se encuentra alrededor de los 10.000 millones de dólares.

En el resto de reactores de este tipo que se están construyendo en el mundo (Francia, China) el presupuesto que se estimó al principio no coincide con el actual, que ronda los 11.000 millones de dólares para cada reactor.

Se espera que AREVA pierda una cantidad total de 5.100 millones de dólares por la construcción de este reactor, sin contar el resto de unidades construyéndose.

2.12.3. Shin-Kori 3

La inversión total del proyecto, que contaba con las unidades 3 y 4 de tipo APR-1400, se estimó en 6.300 millones de dólares en 2006. KHNP cerró un acuerdo con Doosan Heavy Industries por valor de 1.200 millones de dólares para que fuera el proveedor de componentes de Shin-Kori 3 y 4 en Agosto del 2006, contratando a Westinghouse a realizar parte del trabajo por valor de 300 millones de dólares. El consorcio liderado por Hyundai construyó las unidades de potencia con un coste estimado de 5.000 millones de dólares.

Debido a los retrasos y a la recompra e instalación del sistema de cableado de control, la inversión ha aumentado hasta los 7.100 millones de dólares.

Las unidades que se están construyendo en la central nuclear de Hanul están teniendo un menor coste, alrededor de los 6.000 millones de dólares.

2.13. Combustible: coste y ciclo

En los costes de operación de una central nuclear se deben incluir el procesamiento del mineral, enriquecimiento y fabricación de los elementos combustibles. Aproximadamente la mitad de dicho coste se debe al enriquecimiento y fabricación. Además de estos costes de preparación, al ahora de evaluar el precio de la energía producida, hay que tener en cuenta los costes de la gestión de los combustibles radiactivos usados y la eliminación definitiva. Se estima que el coste de combustible de una central nuclear es del 28% teniendo en cuenta todo lo mencionado anteriormente del coste total de la planta.

Basándose en datos históricos de costes de operación de las centrales nucleares existentes, para obtener 1 kg de dióxido de uranio como combustible nuclear:

	Requerimientos	Precio unitario	Total	Precio sobre el total
Uranio	8,9 kg U ₃ O ₈	97	862	46%
Conversión	7,5 kg U	16	120	6%
Enriquecimiento	7,3 SWU	82	599	32%
Fabricación			300 (por kg)	16%
Total			1880	100%

Tabla 20: Costes de obtención de 1 kg de combustible nuclear

Un quemado del combustible de 45.000 MWd/t da una energía total de 360.000 kWh por kilogramo de uranio, que con los costes estimados y expuestos anteriormente da un precio de 0,52 centavos por kWh.

2.13.1. Olkiluoto 3

Cuenta con un ciclo de combustible abierto, es decir, sin enriquecimiento ni reprocesamiento del combustible gastado. Dicho combustible gastado es gestionado por las compañías eléctricas que se encargan de la explotación de las centrales.

TVO compra el uranio de sus plantas a Canadá, Australia y África, lo convierte en hexafluoruro de uranio UF₆ en Canadá y Francia y lo manda a Rusia para realizar el enriquecimiento. La fabricación final del combustible nuclear se encarga a Alemania, Suecia y España.

El esquema del combustible para el reactor EPR es el siguiente:

- 1er ciclo de operación de 18 meses con un enriquecimiento del 2,1%

- 2º ciclo de operación de 18 meses con un enriquecimiento del 3,2%
- 3er ciclo de operación de 18 meses con un enriquecimiento del 4,2%
- 4º ciclo de operación de 24 meses con un enriquecimiento del 4,95%

2.13.2. Shin-Kori 3

Corea del Sur tiene un ciclo de combustible abierto sin enriquecimiento y reprocesamiento debido a los términos establecidos en su acuerdo de cooperación nuclear con los Estados Unidos, lo que se traduce en un 30% menos de extracción energética del combustible nuclear. Este acuerdo de cooperación con Estados Unidos tiene implicaciones a largo plazo para la construcción de la central nuclear de Barakah.

El uranio necesario para todas las centrales nucleares de Corea del Sur proviene de Kazajistán, Canadá, Australia y Níger. El consumo de uranio en 2014 fue de 5000 toneladas y se espera que aumente hasta 8900 en 2020. Por ello, empresas como KEPCO, Hanwha y KNFC están invirtiendo en exploración en Canadá y explotación en África y Sudamérica, donde tienen participaciones de las minas y derecho a una cierta cantidad de producto extraído.

El uranio ya enriquecido proviene es suministrado desde el exterior. Algunas de las empresas que realizan esta tarea son Tenex, Urenco, USEC y, más recientemente, AREVA NC.

La operación comercial de Shin-Kori 3 comenzó a principios del 2016. Los ciclos de combustible que va a seguir durante los primeros años son los siguientes:

- 1er ciclo de operación de 12 meses, seguido por la primera Inspección Regulatoria Periódica de 3-4 días durante los 30 días que dura la parada para recarga
- 2º ciclo de operación de 15 meses, seguido por la segunda Inspección Regulatoria Periódica
- 3er ciclo de operación de 18 meses, seguido por la tercera Inspección Regulatoria Periódica
- 4º ciclo de operación de 18 meses

2.14. Tiempo de construcción

2.14.1. EPR (Olkiluoto 3)

Cuando se puso en marcha el proyecto, el plazo total para que el reactor estuviera conectado a la red y operativo que dieron los contratistas fueron 4 años. En Agosto del 2007 y con solo 24 meses de construcción, se anunció que el proyecto sufriría un retraso de entre 24 y 30 meses. En Octubre del 2008 se anunció el cuarto retraso de Olkiluoto 3, posponiendo el inicio de la operación comercial a 2012, 3 años después de la fecha de inicio prevista al principio. Los últimos retrasos que ha sufrido la planta se centran en el sistema de instrumentación y control del reactor, que obtuvo la aprobación tras 4 años. Se espera que pueda comenzar su operación en 2018.

Algunos de los eventos que favorecieron los retrasos fueron:

- Retrasos en la construcción
- Retrasos en la llegada de componentes
- Irregularidades en el hormigón base
- Errores en la fabricación de los revestimientos de acero
- Defectos en la calidad y seguridad de los elementos subcontratados
- En Julio de 2008 se produjo un incendio que complicó la situación
- Venta por parte de Siemens de las acciones de AREVA NP

- En 2010 la Unión Europea inició una investigación a AREVA y Siemens por supuestas violaciones de la competencia en la cooperación nuclear.
- A pesar de que la vasija del reactor fue construida por Japan Steel Works y Mitsubishi Heavy Industries, se retrasó la construcción debido a que las autoridades francesas encontraron deficiencias graves en el acero de la parte superior e inferior de la vasija del reactor fabricada por AREVA de la central de tipo EPR que se está construyendo en Flamanville, Francia.

Las autoridades finlandesas y europeas han llevado a cabo numerosas investigaciones relacionadas con los retrasos sufridos, la falta de calidad y la falta de cultura de seguridad durante la construcción de la planta.

Cronología:

Agosto 2005	Comienzo de la construcción
Mayo 2006	Instalación de la parte inferior de la contención
Junio 2007	La contención alcanza los 12,5 m de altura
Mayo 2008	Construcción del edificio del combustible
Enero 2009	Llegada por separado del cuerpo de la vasija y la cabeza
Mayo 2009	Construcción de la sala de control
Agosto 2009	Instalación de la Grúa Polar y de parte de la cúpula
Septiembre 2009	Instalación de la cúpula del EPR
Noviembre 2009	Llegada de los generadores de vapor
Junio 2010	Instalación de la vasija en el edificio del reactor
Noviembre 2011	Se completa la instalación de los elementos pesados del primario
Julio 2012	Tests de estanqueidad y llenado de refrigerante superados con éxito
Diciembre 2012	Se instalan todos los componentes del primario
Febrero 2014	AREVA paraliza la construcción debido a la disputa con TVO sobre las compensaciones y de la planificación de la automatización sin terminar.
Abril 2014	STUK aprueba la instalación del sistema de control e instrumentación del reactor
Diciembre 2015	Los sistemas de automatización operacional son entregados y empiezan a ser instalados en la planta
Febrero 2016	Se llevan a cabo pruebas para asegurar el funcionamiento del sistema de instrumentación y control del reactor
Abril 2016	Prueba de los Sistemas de seguridad Se solicita la licencia de explotación económica de la planta

Tabla 21: Cronología de Olkiluoto 3

Además de Olkiluoto, otros 5 reactores tipo EPR están siendo instalados en el resto del mundo:

- Flamanville: Central situada en el norte de Francia. Comenzó su construcción en 2007 con AREVA como contratista principal y EDF operando la planta; se espera que sea conectado a la red en 2018. El retraso principal se ha debido a las deficiencias encontradas en el acero de la vasija que pueden originar la rotura de esta durante operación y el mal funcionamiento detectado en las válvulas de alivio del presionador que puede ser desencadenante de un accidente como el de Three Mile Island en Estados Unidos en 1979.
- Taishan 1 y 2: Es una planta nuclear en China en construcción que consta de 2 reactores EPR. Comenzó la construcción de la Unidad 1 en 2009 y de la Unidad 2 en 2010, con fecha prevista

de conexión a la red en 2013. Los retrasos han hecho que la fecha se haya pospuesto a principios de 2017 para la Unidad 1 y a finales del mismo año para la Unidad 2. Se estima que el coste total de la planta es de 10.500 millones de dólares.

- **Hinckley Point C:** 2 reactores más tipo EPR pretenden ser construidos en Somerset, Inglaterra. Aún se encuentran en fase de aprobación de los diseños por parte del Gobierno inglés, aunque en Septiembre de 2016 el Gobierno dio el permiso para la construcción de la planta Hickley Point. El presupuesto del proyecto son 22.400 millones de dólares. El terreno ya está acondicionado para empezar la obra, los retrasos sufridos han sido causados por la aparición de deficiencias en el acero de la vasija de la planta de Flamanville. La propiedad de la planta pertenece a NBB (propiedad de EDF) y será construida por AREVA. Se espera que cuando estén construidos satisfarán un 7% de la demanda eléctrica de Reino Unido.

2.14.2. APR-1400 (Shin-Kori)

El plazo de tiempo en el que el reactor estaría acabado fue estimado en 5 años, de 2008 a 2013. La agenda inicial prevista para el reactor fue:

- Octubre 2008: comienzo de la excavación
- Agosto 2010: instalación de la vasija
- Junio 2011: primera energización de la central
- Julio 2011: Test de funcionamiento en frío
- Abril 2012: Test de funcionamiento en caliente
- Noviembre 2012: Pruebas de arranque
- Diciembre 2012: Obtención de la licencia de operación
- Enero 2013: Inicio de la operación comercial

El descubrimiento de la falsificación de datos del control de calidad de la industria nuclear corea en Abril de 2013 y el fallo del sistema de cableado en los tests de seguridad hizo que se tuviera que aplazar la fecha de comienzo de operación en 2 años.

El posterior fallo de una de las válvulas de alivio en Diciembre de 2014, accidente en el que murieron 3 trabajadores por el escape de nitrógeno que se produjo, hizo que la licencia de operación se retrasara unos meses hasta que el fallo estuvo corregido.

El fallo en el cableado hizo que se tuviera que sustituir todo el sistema, desinstalándolo al completo, encargando nuevos cables a Estados Unidos que cumplieran con los requisitos de calidad, y volviéndolos a instalar.

Cronología:

Octubre 2008	Comienzo de la construcción
Noviembre 2008	Se empieza la construcción de la contención
Agosto 2010	Instalación de la vasija
Junio 2011	Primera energización de la central
Julio 2011	Test de funcionamiento en frío
Abril 2012	Test de funcionamiento en caliente
Abril 2013	Se destapa la falsificación de documentos
Octubre 2013	El cableado no supera los tests de seguridad
Diciembre 2014	Fallo de una de las válvulas de alivio
Octubre 2015	Obtiene la licencia de explotación comercial

Noviembre 2015	Se carga el reactor de combustible
Diciembre 2015	El reactor alcanza criticidad
Enero 2016	Comienza la operación comercial

Tabla 22: Cronología de Shin-Kori 3

Otros proyectos que se están llevando a cabo con el mismo tipo de reactor son:

- Shin-Kori 4: Es la segunda unidad de tipo APR-1400 que se está construyendo en la central de Kori. Esta unidad se empezó a construir con un año de diferencia respecto a su hermana la unidad 3, es decir, en 2009. Hasta el momento, se están cumpliendo los plazos y se espera que esté operativa a principios de 2017. También sufrió retraso en su construcción debido a la falsificación de los datos de los controles de calidad que hicieron que el cableado de control no superara los test de seguridad.
- Shin Kori 5 y 6: Estas unidades están planificadas y ya han obtenido la licencia de construcción. Se espera que esta comience a mediados de 2017 para la unidad 5 y con un año de diferencia para la unidad 6. Van a ser construidas por un consorcio de empresas entre las que se encuentran Samsung C&T, Doosan y Hanhwan Construction por un valor de 7.100 millones de dólares. La fecha prevista para el inicio de la operación comercial es Marzo de 2021 y 2022 respectivamente.
- Shin Hanul 1 y 2: Estas 2 nuevas unidades están siendo construidas en la central nuclear de Hanul, propiedad de KHNP, en Corea del Sur. La central cuenta con 6 unidades operativas, 2 reactores APR en construcción y otros 2 más planificados. Las unidades Shin Hanul 1 y 2 empezaron su construcción en Julio de 2012 y Junio de 2013 y se espera que su actividad comercial empiece en 2017 y 2018 respectivamente, operadas por KHPC, con un presupuesto total de 6.000 millones de dólares. Salvo por pequeños retrasos, la construcción va según la agenda prevista.
- Barakah 1, 2, 3 y 4: En 2009 KEPCO llegó a un acuerdo con los EAU para la construcción de 4 unidades APR-1400 adaptadas a las condiciones ambientales del país y con los nuevos estándares de seguridad tras el accidente de Fukushima-Daiichi por un coste de 20.000 millones de dólares.

3. Reactor EPR

3.1. Historia

El reactor EPR es un reactor de agua a presión perteneciente a la generación III+ de reactores nucleares diseñado por Areva. Este reactor ha sido diseñado como combinación del reactor francés N4, fabricado también por Areva, y del reactor alemán KONVOI fabricado por Siemens. Los primeros reactores de este tipo están siendo construidos en Finlandia y Francia y dos unidades más en China que aunque se encuentran operativas, no están conectadas a la red. En Estados Unidos se está llevando a cabo el licenciamiento de este tipo de modelo en su versión americana U.S.EPR.

Este nuevo tipo de centrales están diseñadas para operar con un factor de disponibilidad del 91% a lo largo de la vida del reactor y con un rendimiento global de la central de un 37%.

Las principales diferencias entre el EPR y sus predecesores alemán y francés radica en la potencia obtenida, tanto termal como eléctrica usando aproximadamente un 17% menos de uranio por unidad de electricidad generada, la vida operacional y mejoras en materia de seguridad. En la siguiente tabla se muestran algunas de estas diferencias.

Parámetros	EPR	N4	KONVOI
Aspectos generales			
Potencia térmica (MWth)	4500	4250	3850
Potencia eléctrica (MWe)	1600	1475	1365
Vida operacional (años)	60 (prorrogables a 120)	40 (prorrogables a 80)	40 (prorrogables a 80)
Tiempo de recarga (días)	16	30	30
Rendimiento (%)	36	34	35
Circuito primario			
Lazos	4	4	4
Presión (bar)	155	155	158
Temperaturas	295,7/329,9	292,1/329,1	291/324,5
Combustible			
Combustible	UO ₂ o MOX	UO ₂	UO ₂ o MOX
Enriquecimiento	4,95%	3,4	4
Quemado	60 MWd/KgHM	40 MWd/KgHM	50 MWd/KgHM

Tabla 23: Características generales

Uno de los aspectos principales del reactor es la seguridad del mismo mediante la evolución de los sistemas instalados en PWR anteriores y la adquisición de experiencias que permitan asegurar la correcta operación del reactor. Se ha reducido la probabilidad de fusión del núcleo mediante la reducción de la frecuencia de daño al reactor y se han aumentado las redundancias de los sistemas de seguridad para garantizar el correcto funcionamiento de al menos uno de los trenes.

3.2. Sistema de generación del vapor

Este sistema posee los mismos elementos que cualquier reactor PWR con la diferencia de un aumento considerable del volumen debido a las características del reactor.

Para mejorar la mitigación de LOCA, el volumen de agua libre se aumenta a una altura entre la línea de refrigeración del reactor y la parte superior del núcleo activo. Por otra parte, el aumento de la cantidad de agua de refrigeración y el volumen de vapor hace que los transitorios sean más leves y se eviten los disparos del reactor.

- Contribuye de forma indirecta al control de la reactividad cerrando las líneas de vapor en el caso en el que los generadores tengan un exceso de vapor.
- Elimina el calor residual generado enviando directamente el vapor al condensador a través del by-pass de la turbina en el caso en el que esté disponible, o liberando al ambiente a través de la válvula de alivio desde condiciones de parada en caliente hasta que se entre en las condiciones de actuación del sistema de eliminación del calor residual.
- Aísla los generadores de vapor en caso de rotura.

3.3. Núcleo del reactor y diseño del combustible

Gracias a las características del núcleo y sus condiciones de operación se logra que aumente la eficiencia térmica del reactor, disminuir los costes del ciclo de combustible y flexibilizar el ciclo. Cuenta con 241 elementos combustibles, 36 más que su predecesor N4. Tiene un ciclo de operación muy flexible que puede ir desde los 12, 18 y 24 meses.

Además de esto, el núcleo tiene la capacidad de ser cargado con hasta un 50% de elementos combustibles MOX con un enriquecimiento del Plutonio de 12,5% en peso como máximo. Cada elemento combustible del EPR tiene una malla de 17x17 con 265 barras de combustible y 24 tubos guía. Las barras de combustible están fabricadas de Zircaloy que contienen el dióxido de uranio con un enriquecimiento inferior al 5%. Para suprimir el exceso de reactividad, se utiliza óxido de gadolinio Gd_2O_3 como elemento combustible.

El núcleo cuenta con 89 barras de control, todas del mismo tipo. Están fabricadas de acero inoxidable y dentro contienen una mezcla de elementos absorbentes de neutrones para controlar la reactividad. La parte inferior está compuesta de Ag-In-Cd (AIC) y la parte superior se fabrica de Carburo de boro.

El refrigerante contiene boro soluble como absorbente de neutrones. La concentración de boro en el refrigerante varía para controlar los cambios de reactividad que se necesitan para compensar los efectos de envenenamiento o quemado de xenón durante el funcionamiento de potencia y para compensar grandes cambios de reactividad durante las fases de enfriamiento o calentamiento.

El EPR mejora la eficiencia del combustible, ahorrando casi un 15% de Uranio por MWh producido gracias a un economizador axial en los generadores de vapor que aumenta la presión, para mejorar la eficiencia térmica un 37%. También consta de un reflector de neutrones que mejora la eficiencia de la vasija. No se requieren importantes mejoras ni actualizaciones durante los primeros 40 años de servicio gracias a este reflector ya que protege a la vasija contra fenómenos de envejecimiento relacionados con la irradiación.

Entre las innovaciones tecnológicas que presenta el EPR, y que contribuyen fuertemente una mayor eficiencia, rendimiento económico y seguridad es la reducción de plutonio como residuo, lo que permite una reducción del 15% de generación de actínidos de larga vida y menos dosis absorbida por trabajador expuesto.

Por criterios de seguridad, el quemado de una barra de combustible a lo largo de su ciclo de vida no debe exceder los 62 GWD/MTU.

El edificio que almacena el combustible consta de dos sistemas redundantes de refrigeración. Dicho agua puede ser recirculada al edificio del reactor en caso de que sea necesario.

3.3.1. Sistemas de manejo del combustible

Consiste en una máquina que transporta el combustible gastado a las piscinas de combustible dentro del edificio combustible. Tanto el combustible gastado como el nuevo se almacenan fuera de la contención y se transfieren a esta a través de dicha máquina y una zona de paso que los une y que permanece cerrado durante la operación normal del reactor. Las piscinas tienen capacidad suficiente como para, estando cargadas con combustible nuevo, puedan recibir el combustible gastado del reactor si fuera necesario. El combustible gastado se maneja a través del fondo de la piscina, es decir, siempre están cubiertos de agua, utilizando un dispositivo de manipulación.

3.4. Primario

3.4.1. Vasija

La vasija del EPR está fabricada con un acero altamente resistente al envejecimiento y con un número reducido de soldaduras, ya que estas suelen ser más susceptibles a la irradiación.

Por otra parte el cuerpo de la vasija se compone de dos partes. La parte superior que contiene las 8 penetraciones correspondientes a los 4 lazos, y la parte inferior, compuesta por un cilindro vertical no perforado de placas forjadas, un anillo de transición y la cúpula hemisférica inferior. El cilindro vertical cubre completamente la altura activa del núcleo. Para cerrar el cuerpo de la vasija, está la cabeza de la vasija, que esta penetrada por tubos que permiten el acceso de la instrumentación y los elementos que controlan la posición de las barras de control y los mecanismos de guía.

Dentro de la vasija está el deflector de neutrones cuya principal misión es devolver al reactor los neutrones que se fugan para así aumentar su eficiencia. Además se reduce la fragilización o envejecimiento que provoca la radiación sobre la vasija y se mejora el comportamiento mecánico de la estructura a largo término. Este reflector está compuesto por bloques de acero que presentan perforaciones para permitir el paso de refrigerante y reducir su temperatura.

3.4.2. Reactor Internals

La parte superior consta de huecos donde se alojan las guías de las barras de control del reactor y los sistemas de instrumentación. La parte inferior cuenta con el núcleo, su estructura soporte, el reflector de neutrones y el dispositivo de distribución del flujo. Los elementos combustibles se colocan sobre una placa perforada plana de acero inoxidable soldada alrededor del núcleo. El espacio situado entre los elementos combustibles más externos y la forma del núcleo se rellena con una estructura de acero que reduce la fuga de los neutrones rápidos, evitando el daño a la vasija y aplanando la distribución de potencia.

3.4.3. Generadores de vapor

Se encargan del intercambio de calor a través de tubos en forma de U invertida. Además cuentan con un economizador axial que incrementa la presión del vapor a la salida del generador hacia la turbina en aproximadamente 0,35 MPa y disminuyendo las pérdidas de carga. Algunas mejoras que incluye son:

Algunas de las mejoras que incorpora el EPR respecto a sus predecesores son:

- Reducción de la fatiga térmica y choques térmicos al usar agua de refrigeración de emergencia.
- Mejora de los soportes de los tubos en forma de U invertida para evitar la obstrucción.
- Separadores húmedos de acero inoxidable para aumentar la resistencia a la corrosión.
- Mejora de la aleación de los tubos para prevenir la corrosión.

Número de tubos	5980
Área de intercambio de calor	7960 m ²
Volumen del refrigerante	43 m ³
Diámetro de salida del tubo en U	19,05 mm
Grosor de la pared	1,09 mm
Haz de tubos	27,43 mm
Tª del refrigerante a la entrada	327,5 °C
Tª del refrigerante a la salida	295,7 °C
Pérdida de carga primaria	2,93 bares

Tabla 24: Características de los generadores de vapor

3.4.4. Presionador

Se utiliza el diseño convencional pero con volúmenes de agua y vapor aumentados y características que permiten su desmontaje fácilmente para su inspección y remplazo. El sistema de pulverización consiste en 3 líneas, dos de ellas conectadas a las ramas frías para el funcionamiento normal, y la tercera conectada al sistema de control químico y volumétrico.

El volumen de agua presionador es lo suficientemente grande como para compensar la expansión del refrigerante entre 0% y 100% de potencia en condiciones normales e impide que los calentadores se descubran.

Presión de operación	155 bares
Volumen total	75 m ³
Altura	14,36 m
Diámetro interno	2820 mm
Calentadores	116

Tabla 25: Características del presionador

3.4.5. Bombas

Se encargan de la circulación forzosa del agua. Las mejoras que introducen estos componentes son que constan de un sistema de sellos de parada que se cierran para asegurar la estanqueidad del eje.

3.4.6. Tuberías

Las tuberías del sistema de refrigeración están diseñadas de acuerdo al concepto de Break Preclusion, que consiste en asegurar una alta calidad en el diseño, construcción y vigilancia para evitar fallos catastróficos en las líneas principales de refrigeración debido a efectos mecánicos. Es por ello que se elimina la necesidad de uso de componentes que acomoden los efectos dinamos.

3.5. Sistemas auxiliares

3.5.1. Sistema de control químico y volumétrico

Se encarga del control del inventario de agua, su calidad y de ajustar la concentración de boro en el sistema primario. En relación con la calidad del agua, se encarga de que esté libre de impurezas y tenga la composición adecuada. Los gases disueltos en el agua de refrigeración son filtrados por este sistema. El CVCS mantiene el inventario de agua RCS al nivel deseado a través del sistema de control de nivel del presionador y suministra la inyección de agua del sello de las bombas de refrigerante del reactor y el spray auxiliar para el enfriamiento del presionador cuando el pulverizador normal no está disponible.

Este sistema, debido a su importancia para el correcto funcionamiento, se encuentra en funcionamiento continuo durante todos los modos de operación de la central incluyendo el apagado en frío. Además, está protegido contra peligros externos e internos gracias al diseño del edificio.

3.5.2. Sistema de refrigeración de componentes

Se encarga de transferir al sistema de agua de servicio esencial el calor generado en los elementos del primario en cualquier modo de operación. Entre ellos elimina el calor del sistema de inyección de seguridad, sistema de evacuación del calor residual y de la piscina de combustible gastado.

3.5.3. Sistema de agua de servicio esencial

Consta de 4 trenes separados que intercambian calor con el sistema de refrigeración de componentes durante todos los modos de funcionamiento de la planta. Se encarga de refrigerar los sistemas de seguridad de manera indirecta, como se ha comentado anteriormente al igual que el combustible gastado.

3.6. Modos de operación

El EPR tiene la capacidad de ser operado automáticamente entre el rango 25-100% de su potencia nominal manteniendo el primario o el secundario en operación si fuera necesario. Se definen dos rangos de potencia:

- Un rango estándar, entre el 60 y 100% de su potencia donde se espera que el reactor trabaje la mayor parte del tiempo
- Un rango menos usual entre el 25-60%

Las mayores ventajas de esta forma de carga parcial son que se limitan los esfuerzos térmicos, especialmente a los componentes sistema de refrigeración, y se reducen los cambios de reactividad durante las variaciones de carga debido a la variación del coeficiente de temperatura.

Además, el EPR está diseñado para soportar sin disparo del reactor eventos como el disparo de la turbina, rechazo de la carga a plena potencia, disparo de una bomba de refrigeración del reactor, disparo de una bomba de agua de alimentación y mal funcionamiento del sistema de control único.

3.7. Seguridad y filosofía de diseño

El EPR fue concebido como una evolución de los reactores PWR. Está diseñado con las experiencias operativas de más de 100 centrales alrededor del mundo construidas por Framatome y Siemens. Además se han tenido en cuenta las características del diseño que abordan los temas relacionados con la seguridad para que sean objeto de mejora, entre ellos la integridad de los tubos de los generadores de vapor, sobrellenado de este en caso de rotura y la integridad de la contención tras accidente de fusión del núcleo.

Esto implica mejorar la prevención de accidentes, incluyendo accidentes severos, y agregar características, principalmente relacionadas con la contención, para mitigar las consecuencias de los escenarios de accidentes para evitar la necesidad de contramedidas exteriores como planes de evacuación.

- Incremento de las redundancias y su separación
- Reducción de la frecuencia de daño a la vasija
- Reducción de la frecuencia de fusión del núcleo
- Mitigación de accidentes severos
- Protección de sistemas críticos
- Mejora de la interfaz hombre-maquina

Los sistemas de seguridad importantes (inyección de seguridad, agua de alimentación de emergencia, alivio de vapor principal, generadores diésel de emergencia) están dispuestos en cuatro trenes. El trazado consta de cuatro divisiones separadas, correspondientes a los cuatro trenes. Esta configuración ofrece la posibilidad de períodos prolongados de mantenimiento en partes o incluso sistemas enteros, útiles para el mantenimiento preventivo y trabajos de reparación durante el funcionamiento de la planta.

Algunos sistemas de seguridad pasivos que se han incorporado son:

- Incremento del volumen de los generadores de vapor que proporciona una mayor inercia térmica haciendo que el reactor sea menos sensible a los transitorios
- Menor elevación del núcleo respecto a la rama fría que limita el descubrimiento del núcleo durante LOCAs pequeños
- Apertura pasiva de válvulas en el presionador bajo aumento de la presión y cierre pasivo en caso de disminución.
- Área de expansión bajo el reactor para evitar la interacción corium-hormigón
- Inundación por gravedad del corium
- Doble contención de hormigón armado pretensado

3.7.1. Sistema de inyección de seguridad

Mitiga la pérdida de refrigerante en caso de LOCA o corte en la línea de vapor principal, asegurando que el combustible no sufre daños.

El sistema de inyección de seguridad media alimenta en las ramas frías del sistema de refrigeración del reactor. El sistema de inyección de media es suficiente para hacer frente a todos los requisitos relacionados con LOCA. La válvula de inyección de media está situada por debajo de la válvula de seguridad de los generadores de vapor, de modo que después de una rotura de tubo, el generador de vapor afectado queda aislado en el lado secundario. Después del transitorio inicial, las presiones primaria y secundaria se igualarán a un nivel por debajo de las presiones de trabajo del generador, limitando las emisiones radiológicas a niveles despreciables.

En caso de rotura grande, el sistema de inyección de seguridad de baja transfiere el calor del núcleo al disipador de calor final a través de intercambiadores de calor. El sistema de inyección de baja alimenta en rama fría durante la fase inicial. Tras la inyección inicial, con el fin de detener el vapor de salida del núcleo y la liberación de vapor en la contención, se cambia la inyección a la rama caliente.

La inyección desde los tanques de inyección de seguridad en la rama fría se proporciona para hacer frente a los tamaños de ruptura grandes e intermedios. Se asigna un tanque a cada rama fría.

El SIS cuenta con un tanque de almacenamiento de agua de reabastecimiento de contención (IRWST) ubicado en la parte inferior de la contención.

3.7.2. Tanque de almacenamiento de agua de reabastecimiento de la contención (IRWST)

El IRWST proporciona la fuente para el agua de enfriamiento del núcleo en caso de emergencia. Se encuentra dentro de la contención, en la parte inferior, entre la cavidad del reactor y cilindro que lo rodea. En el caso de LOCA, o en situaciones de alimentación y purga, el sistema de inyección de seguridad coge el agua del IRWST. En el caso de accidentes severos, el IRWST proporcionaría agua para inundar y enfriar el corium fundido una vez se encuentre en el área de expansión.

Además, el tanque de almacenamiento provee agua para la función operacional de inundar el pozo del reactor y las piscinas durante el repostaje.



Figura 8: IRWST

3.7.3. Sistema de alimentación de agua de emergencia

Consta de cuatro trenes separados e independientes, cada uno de los cuales proporciona inyección a uno de los cuatro generadores de vapor. Cada bomba del sistema toma succión de una piscina de alimentación de emergencia, ubicadas en la división correspondiente de los edificios de seguridad.

A diferencia de otros reactores, el EFWS del EPR no tiene funciones operativas. Un sistema dedicado de arranque y apagado se utiliza para arranques y paradas. Este sistema se inicia automáticamente en caso de pérdida de agua de alimentación principal, minimizando así la necesidad del EFWS.

En el caso de una rotura de tubo en el generador de vapor, el sistema de agua de alimentación de emergencia elimina el calor a través de los generadores de vapor funcionales. Se permite que la presión en el generador de vapor afectado aumente para reducir y finalmente eliminar el flujo de rotura desde el lado primario al secundario. El EFWS mantiene el inventario de agua de al menos un generador de vapor por encima de un nivel adecuado para mantener la transferencia de calor del primario al secundario.

El EFWS proporciona suficiente capacidad de evacuación de calor y autonomía para asegurar la eliminación continua del calor residual durante 24 horas con una temperatura final sistema de refrigeración que no excede las condiciones nominales de apagado en caliente. Esto también podría lograrse bajo los supuestos de que ni la energía eléctrica de fuentes externas ni el disipador de calor final están disponibles.

3.7.4. Sistema de evacuación del calor residual

Además de sus funciones de mitigación de accidentes, el sistema de inyección de baja es parte del sistema evacuación de calor residual (RHRS). El RHRS está diseñado para transferir calor residual del núcleo, a bajas temperaturas del sistema de refrigeración, a través del sistema de agua de refrigeración componentes y el sistema de agua de servicio esencial al sumidero de calor final, cuando la eliminación de calor a través de los generadores de vapor no es suficiente. Además, garantiza la transferencia continua de calor desde el RCS o desde el IRWST durante las condiciones de apagado en frío o reabastecimiento de combustible.

El RHRS consta de cuatro trenes cada uno de los cuales utiliza la bomba de inyección de baja y su intercambiador de calor. La bomba de inyección de baja toma la succión de las ramas calientes de y la descarga vía los intercambiadores de calor a la rama fría. Se proporciona una línea de bypass del intercambiador de calor para permitir el control de la velocidad de enfriamiento. Los intercambiadores de calor son enfriados por el tren de refrigeración de componentes asociado, ubicado en la misma división. Durante el funcionamiento normal, sólo se utilizan dos trenes para el enfriamiento y apagado en frío. Los cuatro trenes no se utilizan a menos que la temperatura RCS esté por debajo de 100 ° C.

En caso de una interrupción en uno de los trenes RHRS fuera de la contención, el tren afectado se aísla automáticamente.

3.7.5. Sistema de boración de emergencia (EBS)

Este sistema consta de dos trenes separados donde cada uno de ellos cuenta con un tanque de ácido bórico. Este sistema está siempre lleno de líquido a una presión y temperatura adecuadas para asegurar que no se produce evaporación y aparecen gases que puedan intervenir en el correcto funcionamiento del sistema.

La concentración de boro está limitada por el ratio de concentración de las bombas de refrigeración del reactor, es por ello que el boro está disuelto en los tanques en gran cantidad para alcanzar el ratio de boración suficiente en caso de necesidad. Esta concentración varía entre los 7000 y 7300 ppm.

El sistema se compone de bombas de boración que se encargan de inyectar al primario el ácido bórico y unas válvulas de alivio que descargan a los tanques de boración. Ambos tanque están llenos de ácido bórico limpio. Los tanques están conectados entre si por una bomba por si es necesario el trasvase de ácido de un tanque a otro.

Cada uno de los trenes, al entrar al edificio del reactor, se subdivide en otras dos tuberías que inyectan en las ramas frías de los lazos con el objetivo de que todo el caudal llegue al núcleo.

Las funciones de seguridad del EBS son:

- Control de la reactividad: En caso de accidente la inyección de boro debe asegurar que se alcanza una situación de control introduciendo una reactividad negativa que sea capaz de compensar el aumento de reactividad causado por el aumento de la refrigeración de las bombas y llevar al reactor a un estado de subcriticidad
- Contención de sustancias radiactivas: ayudando a que se mantenga la integridad de la tercera barrera. Además, en caso de fuga radiactiva, se deben sellar las penetraciones que tiene la contención debido a las tuberías de este sistema

3.7.6. Diseño sísmico

Más allá de diseñar la planta para unas determinadas condiciones de terremoto, se debe realizar una evaluación del margen sísmico de la planta en cada caso. En caso de que ocurra un terremoto, se deben cumplir una serie de requisitos:

- Asegurar la integridad de cada una de las tres barreras de confinamiento
- Mantener las funciones de seguridad en caso de seísmo en base de diseño
- Asegurar la posibilidad de poder llevar la planta a condiciones seguras de parada después del seísmo en base de diseño

3.7.7. Seguridad exterior

Para las inundaciones y los incendios, se realiza un análisis de detección en el nivel del edificio, teniendo en cuenta el equipo que componen los sistemas de seguridad que podría verse potencialmente afectado, así como posibles fuentes de incendio/inundación. El análisis interno de peligros se completa para el gobierno que otorga la licencia de operación cuando se dispone de información específica sobre la disposición de componentes y el cableado de la central.

Los peligros externos son hasta cierto punto dependientes del sitio. Las condiciones de contorno se eligen de tal manera que sea posible construir el EPR en la mayoría de los sitios potenciales. El análisis de riesgo externo se realiza para el gobierno que otorga la licencia de operación cuando las evaluaciones de datos específicos del sitio están disponibles.

3.8. Accidentes severos

El objetivo de diseño del EPR es restringir las acciones de respuesta de emergencia externas como por ejemplo la evacuación o reubicación de la población. Por lo tanto, es esencial mantener la integridad de la contención. El reactor incluye tanto medidas preventivas como mitigadoras para evitar la fusión del núcleo y la despresurización de la contención a largo plazo que conlleven a liberaciones radiactivas y prevención de la deflagración de hidrógeno.

Para conseguir lo anterior, hay que evitar los siguientes problemas:

- Interacción núcleo-hormigón fundido. Para ello se extiende el corium en un compartimento de expansión provisto de una capa protectora y un dispositivo de enfriamiento especial
- Concentraciones elevadas de hidrógeno en el contenedor. Mediante recombinadores pasivos auto-catalíticos. La prevención de la interacción núcleo-hormigón fundido contribuye a la reducción de la cantidad de hidrógeno que aparece
- Explosiones del vapor de la vasija. Se minimiza la cantidad de agua en el área de expansión de corium

3.8.1. Mitigación de accidentes severos

Tiene como objetivo asegurar la integridad del edificio de contención eliminando los eventos energéticos que puedan dar lugar a fallos tempranos en la estructura entre los que se encuentran las secuencias de fusión del núcleo a alta presión y la detonación del hidrógeno.

- Eliminación práctica de las secuencias de fusión del núcleo a alta presión: si se producen fallos en la vasija, el refrigerante que escapa y los restos del núcleo pueden provocar un calentamiento en la contención. El sistema de despresurización del primario evita que

se produzca tanto la fusión a alta presión como el calentamiento de la contención mediante las válvulas de despresurización del presionador. Además, existen otras 2 válvulas que se abren en caso de accidente severo que garantizan la rápida caída de presión en el primario

- Eliminación práctica de la detonación del hidrógeno: La aparición del hidrógeno se debe a la oxidación del Zr que recubre el combustible. El riesgo de detonación se reduce siempre y cuando la concentración de hidrogeno se mantenga por debajo del 10% en volumen. Las actuaciones que evitan estas deflagraciones están garantizadas por los recombinadores pasivos autocatalíticos. Estos recombinadores están distribuidos por toda la contención y garantizan que la concentración se encuentra por debajo de los límites de ignición anteriormente comentados. Respecto a la presión que ejerce el hidrógeno en las paredes, está muy por debajo de las cargas teóricamente representativas para las cuales la estructura ha sido diseñada

En cualquier otro caso, tras una hipotética fusión del núcleo que pueda incluir o no el fallo de la vasija, se establece una serie de acciones básicas para asegurar en gran medida la integridad de las paredes y por tanto el no escape de manera descontrolada de los productos radiactivos:

- Estabilización del núcleo fundido
- Eliminación del calor de la contención
- Limitación de las emisiones radiactivas

3.8.2. Contención

El objetivo principal de la contención es evitar la liberación de radionucleidos provenientes del combustible durante situación de accidente severo para así evitar un daño al medio ambiente y al entorno de la central. Para ello, los sistemas de los que se compone incluyen el sistema de ventilación del espacio anular, el sistema de eliminación de calor de la contención, el sistema de aislamiento de la contención y el sistema de control de gases combustibles de contención.

En general la función de contención es necesaria en caso de accidentes donde las anteriores barreras de contención previas hayan fallado. Es llevada a cabo por la balsa de cemento reforzado en el suelo del edificio de contención; las paredes externa e interna, así como el espacio entre ellas; los sistemas de aislamiento, retención y vigilancia de fugas; y los sistemas necesarios para mantener una atmósfera constante dentro del edificio de contención.

3.8.3. Sistema de ventilación del espacio anular

Mantiene el espacio entre las paredes internas e internas a una presión inferior a la atmosférica para recoger las posibles fugas del reactor. Una vez recogidas son filtradas y descargadas al ambiente. Condiciones de operación:

- Durante operación a potencia el tren funciona ininterrumpidamente manteniendo una presión negativa
- En caso de accidente, dependiendo de la gravedad, el sistema puede enviar las fugas a trenes principales de seguridad para ser tratadas mientras se mantiene la presión negativa; o en los casos extremos se rocía yodo en el espacio anular

3.8.4. Sistema de eliminación de calor de la contención

Este sistema posee 2 trenes que constan cada uno de una cadena de refrigeración principal y otra intermedia en las cuales hay una bomba y un intercambiador de calor. Se encarga de eliminar el calor de radiación del IRWST mediante un intercambiador de calor situado en el exterior. Sus funciones son:

- Transferir el calor de la atmosfera de contención al IRWST durante accidente para mantener la presión adecuada
- Inundar el compartimento de difusión del núcleo con agua del IRWST en caso de accidente severo asegurando su refrigeración
- Inyectar hidróxido de sodio en el IRWST en caso de pérdida de refrigerante para reducir la producción de yodo volátil en la atmósfera de la contención

3.8.5. Sistema de aislamiento de la contención

Se encargan de asegurar que no se produce liberación de productos de fisión al ambiente en caso de accidente. Esta función se realiza mediante unas válvulas a las que se les exige cierre en el comienzo del accidente y permanecer estancas y operativas tras este. Estas válvulas se cierran manual o automáticamente cuando reciben una señal de aislamiento por parte de los sistemas de protección del reactor. Las válvulas volverán a abrirse cuando se haya completado el aislamiento y hayan cesado las señales de aislamiento.

3.8.6. Sistema de control de gases combustibles

Se encarga de reducir las fracciones molares de hidrógeno para prevenir la combustión y en el caso que se produzca, reducir la deflagración y las cargas que actuarían sobre la contención mediante un buen diseño del sistema. Para esto, la cantidad de hidrogeno debe estar distribuida por la contención para asegurar que no es suficiente como para superar los límites y entrar en ignición. Las funciones del sistema de control cambian en función de las condiciones del reactor:

- En operación normal los recombinadores pasivos autocatalíticos están en stand-by y es el equipo de mezcla el que se encarga de separar el hidrógeno
- En caso de accidente severo el hidrogeno que se libera tras la degradación del núcleo es demasiado alto y el sistema se encarga de mezclar la atmosfera de la contención para reducir velozmente los gradientes locales altos de concentración. Por otra parte, los recombinadores pasivos autocatalíticos entran en funcionamiento reduciendo la concentración de hidrogeno por debajo de los límites de ignición.

3.9. Secundario

3.9.1. Turbina

El vapor saturado procedente de los generadores de vapor a través de cuatro líneas se admite en la turbina de alta presión a través de cuatro cajas de válvulas, cada una de las cuales está compuesta por una válvula de cierre de vapor principal y una válvula de control. El flujo de vapor se expande en la turbina y luego se redirige a través de dos unidades que se encargan de reducir la humedad y recalentar el vapor. Después del recalentamiento, el flujo de vapor pasa a través de cuatro válvulas de parada e interceptación dentro del recalentador antes de ser admitido en las turbinas de baja presión donde se divide equitativamente y termina su expansión.

Las extracciones ubicadas en las secciones de alta y baja presión suministran el calor necesario al agua de alimentación.

El disparo de la turbina se produce si se pone en peligro la integridad de cualquier sistema o componente importante para el funcionamiento de la misma. Ningún fallo de las piezas giratorias perjudicará la capacidad del reactor de ser apagado de forma segura o de que el sistema de refrigeración del reactor llegue a parada fría.

No hay radiactividad en este sistema durante condiciones normales de operación. En el caso de una fuga de tubo en el generador de vapor, la pequeña cantidad de radiactividad que puede estar presente en el sistema secundario es detectada por los detectores principales de actividad de vapor, el sistema de procesamiento de ventilación del generador y el sistema de evacuación del condensador.

La integridad de la turbina se mantiene en todos los modos de funcionamiento normales, condiciones transitorias y condiciones de falla en el peor de los casos. La falla del peor caso es la pérdida de un álabe de última etapa. El diseño mecánico de los componentes de la turbina se establece por las fuerzas dinámicas debido a la pérdida de un solo álabe de última etapa. Las fuerzas se originan ya sea por el impulso que produce este álabe al moverse a una velocidad excesiva o por la aparición de un desequilibrio (es decir, pérdida del álabe y posterior apagado de la turbina).

3.9.2. Alimentación principal de agua

Después de la expansión en las turbinas de baja presión, el vapor va al condensador. Una vez el vapor ha sido condensado, se bombea a través de cuatro etapas de calentamiento de agua gracias a las extracciones de la turbina, y se suministra al desaireador por las bombas de condensado. El agua de alimentación se bombea desde el desaireador a través de dos etapas más de calentamiento de agua y se entrega a los generadores de vapor por tres bombas de alta presión, cada una con capacidad para proporcionar el 33% del caudal nominal.

Durante el funcionamiento de potencia normal, el suministro de agua de alimentación a los generadores es proporcionado por el Sistema de Agua de Alimentación Principal. Un sistema dedicado, el Sistema de Arranque y Apagado suministra agua a los generadores de vapor durante el arranque y apagado de la planta. Se acciona automáticamente en el caso de un nivel bajo en los generadores después de un disparo del reactor. El accionamiento SSS reduce la frecuencia de la actuación EFWS y aumenta la fiabilidad del sistema de agua de alimentación.

La disposición del sistema asegura que ningún mal funcionamiento de ningún componente o tubería de estos sistemas afectará la operación de la planta o a cualquier sistema que sea importante para la seguridad. De los sistemas con los que cuenta la turbina, sólo la función del aislamiento de la contención es importante para la seguridad.

Dependiendo de las características de la zona, el material del tubo del condensador será de acero inoxidable para los sitios de los ríos o de titanio para los sitios costeros.

El condensador está diseñado para soportar bypass directo del 50% del caudal de vapor de la turbina al condensador.

3.10. Instrumentación y control

La instrumentación nuclear proporciona medidas al sistema de protección del reactor así como a los sistemas de seguridad para asegurar la maniobrabilidad del reactor y la seguridad de la población. Además, a los operadores de la central, les proporciona información útil sobre el comportamiento del núcleo en operación normal como en estados transitorios.

Los sistemas de instrumentación nuclear se componen de instrumentación interna, que se encuentra dentro de la vasija, y de instrumentación externa.

3.10.1. Instrumentación externa

El objetivo principal de este sistema es asegurar la seguridad del reactor. Consiste en una serie de medidores de flujo neutrónico que envían las señales al sistema de protección del reactor, sistemas de vigilancia y seguimiento, etc. Una vez estas señales llegan al sistema de protección del reactor, son procesadas y en el caso en el que se salgan de los límites de flujo establecidos, el sistema de protección del reactor puede llevar a cabo las medidas necesarias para evitar la situación de accidente. Por lo tanto, la instrumentación se encarga de medir el flujo neutrónico en todo instante para:

- Controlar las condiciones de reactor subcrítico, durante la recarga y tras una parada del reactor
- Determinar el nivel de flujo y su tasa de incremento durante la aproximación a criticidad y arranque del reactor
- Al ser el flujo neutrónico que llega a los medidores proporcional a la potencia a la que está trabajando el reactor, determina la tasa de incremento de la potencia nuclear y la distribución axial de potencia, durante la operación normal
- Determinar la potencia nuclear bajo condiciones de accidente, como parte de la instrumentación post-accidente
- Ayudar en la tarea de vigilancia de la vibración de los elementos internos de la vasija, como parte del sistema de vigilancia de la vibración

La instrumentación externa cuenta con tres tipos de detectores: los que miden el rango fuente, el rango intermedio y el rango de potencia.

- Rango fuente: los detectores se colocan en la parte inferior del reactor que es donde se inician las reacciones productoras de neutrones para así empezar a generar potencia. La instrumentación está destinada a controlar el nivel de flujo neutrónico desde condiciones subcríticas hasta criticidad durante recarga, situaciones de mantenimiento que requiera parada y paradas frías. Los detectores son contadores proporcionales de boro
- Rango intermedio: estos detectores se sitúan en el plano medio del núcleo, a media altura de la vasija. Se encargan de medir desde 10-4% hasta el 50% de la potencia nominal y deben seguir funcionando en situación de post-accidente. Son 4 cámaras de ionización compensadas que en este rango operan en modo corriente
- Rango de potencia: consta de 4 canales con 2 detectores cada uno. Los detectores están situados 4 en la parte superior de la vasija, y 4 en la parte inferior de la vasija separados un ángulo de 45 grados, por lo que cubren los 4 cuadrantes del núcleo y alertan al operador de una excesiva asimetría en el flujo de potencia. Son capaces de medir un

intervalo de potencia desde el 0,1% hasta el 150%. Los detectores escogidos son cámaras de ionización

Las tareas de mantenimiento de estos detectores se pueden realizar durante operación normal o paradas sin ningún tipo de restricción. Esto es posible gracias a que el edificio de contención se ha diseñado según el modelo de central nuclear alemana, en los que se disponen los blindajes necesarios para habilitar zonas de acceso cercanas al reactor, accesibles para el operario, sin recibir dosis por encima de los límites permitidos.

3.10.2. Instrumentación interna

Los sistemas que forman la instrumentación interna del reactor realizan un seguimiento completo del comportamiento del núcleo, permitiendo, principalmente, conocer las distribuciones de flujo y densidad de potencia y parámetros termohidráulicos que facilitan un mejor manejo del reactor.

El seguimiento del comportamiento del núcleo se compone de dos sistemas fijos y uno móvil que se sitúan en los “fingers” de las llamadas lanzas de instrumentación. Estas lanzas son la unidad mecánica básica de la instrumentación intranuclear, son 12 que se reparten por el núcleo para la toma de medidas.

- Instrumentación interna móvil: se trata de un sistema de obtención de mapas de flujo neutrónico, llamado Sistema de Medida por Aerobolas. Este es el sistema de referencia para la evaluación de la distribución de potencia generada. El sistema no desempeña tareas de seguridad, simplemente es un medidor.
- Instrumentación interna fija:
 1. Sistema de detección de densidad de potencia: realiza un seguimiento continuo de la densidad de potencia. Consta de 72 detectores distribuidos axial y radialmente dentro de la vasija. Estos dispositivos detectan cambios en la densidad de potencia y envían la señal al Sistema de Protección del núcleo, proporcionando así un mayor nivel de vigilancia al reactor. Este sistema realiza funciones de seguridad.
 2. Un sistema de termopares que miden de manera continua la temperatura en el interior del núcleo. Consta de 36 termopares fijos distribuidos radialmente por todo el núcleo a la salida de los elementos combustibles, y otros 3 situados en la cúpula de la vasija del reactor.

3.10.3. Sistema de aerobolas

Este sistema es heredero de las centrales Konvoi alemanas, donde solo hay 32 tubos aumentando hasta 40 en el EPR. Se encarga de medir la distribución de flujo neutrónico en diferentes puntos interiores del núcleo para así realizar un mapa de flujo. El mecanismo consiste en introducir pequeñas bolas metálicas distribuidas por el reactor y hacer que se irradian durante unos minutos. Después de esto, se extraen y se conducen hasta una sala habilitada para medir la activación de éstas. Sabiendo que la actividad de las bolas es proporcional al flujo neutrónico al que se han expuesto, y éste, es proporcional a la potencia generada, las medidas obtenidas permiten simular la distribución tridimensional de potencia generada. Este sistema permite conocer la distribución de potencia axial de cada elemento combustible. A partir de esto, se pueden realizar diferentes acciones:

- Verificar la carga del núcleo en el arranque, el quemado y el comportamiento del núcleo.

- Detectar anomalías.
- Calibrar la instrumentación interna y externa.
- Evaluar las oscilaciones de potencia en los 4 cuadrantes del núcleo.
- Validar las señales de la instrumentación interna y externa.

Este sistema de medida mediante aerobolas es un sistema electromecánico controlado por ordenador donde el proceso de medida se realiza mediante petición del operador.

Dentro de cada lanza de instrumentación hay varias sondas del sistema de aerobolas. Cada una de estas sondas contiene una columna de 2500 bolas de 1,7 mm de diámetro abarcando toda la longitud activa del núcleo, que es recorrida en aproximadamente 3 minutos...

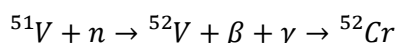
Cada sonda consta de 3 tubos de acero inoxidable concéntricos. El tubo interior está relleno de las bolas que van a ser sometidas a radiación. El tubo intermedio contiene gas N_2 a presión. Y el más exterior o, tubo de protección, está diseñado para aguantar las condiciones de presión y temperatura del refrigerante.

La composición de las bolas, de vital importancia para su medición ya que van a ser irradiadas, se recoge en la siguiente tabla:

Componente	% en peso
Hierro	83,36
Carbono	0,6
Cromo	14,5
Vanadio	1,54

Tabla 26: Composición de las aerobolas

El elemento cuya activación se va a medir es el ^{51}V , cuyo contenido en la bola es del 1,54%. Al exponer la bola al flujo neutrónico, el ^{51}V da lugar al isótopo ^{52}V , que por desintegración beta se convierte en ^{52}Cr con un tiempo de vida medio de 3,75min:



La radiación gamma emitida es la que miden los detectores de semiconductor, a través del efecto Compton, que se encuentran en la sala de medida del sistema. Los datos son tratados y se realiza una simulación tridimensional de la potencia generada.

Las aerobolas están diseñadas para durar toda la vida de la central (60 años) sin necesidad de ser reemplazadas ya que la reducción de vanadio tras cada medida es despreciable. Sin embargo, pueden ser que tengan que renovarse si ocurre algún otro problema, por ejemplo, en el sistema de transporte. Es decir, el tiempo de vida de las bolas no está limitado por la reducción de vanadio, sino por criterios de transporte, porque pueden quedar encalladas en los tubos si hay una mala lubricación o si falla el sistema de N_2 . Precisamente para facilitar su transporte, las bolas están lubricadas con sulfuro de molibdeno (MoS_2).

El sistema de aerobolas está dividido en 4 subsistemas con 10 tubos cada uno. Además, los 40 tubos que conducen las bolas salen del reactor a la sala de medida a través de penetraciones en la cabeza de la vasija. Las bolas son impulsadas en su circuito por N_2 de gran pureza, a través de 4 subsistemas de suministro teniendo la capacidad de aislarse entre sí en el caso en el que uno de ellos pierda la presión.

Uno de los elementos más importantes de los que se compone el sistema de aerobolas son los topes de válvula solenoide. Actúa como una especie de puerta que se abre y se cierra permitiendo el paso de la columna de bolas según se requiera en cada momento. El sistema consta de 40 topes de este estilo, uno por cada tubo de transporte de aerobolas y se sitúan entre el reactor y la mesa de medidas por encima de la cabeza de la vasija.

En lo referido a la seguridad, la sala donde se encuentra la mesa de medidas consta de señales visuales y acústicas para que el personal presente en la sala pueda abandonarla en el momento que llegan las bolas activadas para así evitar que reciban la dosis.

Conducción de las aerobolas hasta el interior del núcleo	30 segundos
Activación de las bolas	3 minutos
Transporte de las bolas fuera del núcleo	1 minuto
Medida de la tasa de actividad	4 minutos
Procesamiento de los resultados	3 minutos

Tabla 27: Tiempo de medición del sistema de aerobolas

3.10.4. Sistema de detección de densidad de potencia

Se compone de 72 detectores auto energizados de neutrones cuya función principal es medir de manera local el flujo neutrónico dentro del reactor.

La necesidad de medir estos flujos radica en la necesidad de que el quemado del combustible sea homogéneo para tener un mayor aprovechamiento de este, y en los casos más críticos, en el peligro que supondría que las variaciones y asimetrías se salgan de las condiciones de diseño, un hecho que pondría en riesgo la integridad de los elementos combustibles.

Este sistema cumple una función directamente relacionada con la seguridad, permite detectar los cambios bruscos de potencia producidos por ejemplo, por una caída inesperada de las barras de control.

- Mide los cambios en la densidad de potencia
- Proporciona una mayor precisión en los flujos locales tanto en operación normal como en transitorios
- Proporciona medidas de condiciones del núcleo
- Proporciona un nivel más completo de información para la vigilancia, limitación y control del reactor

Los detectores auto energizados tienen una fuente de ^{59}Co que absorbe neutrones y emite gammas de manera inmediata. Estas gammas pueden ser absorbidas por los recubrimientos, pero las que no lo hacen, generan electrones por efecto Compton y fotoeléctrico, creando una corriente que es medida y procesada. Este tipo de detectores tiene una menor sensibilidad a los neutrones, ya que las gammas pueden ser absorbidas, pero su respuesta es inmediata detectando los cambios bruscos de potencia que inicien las acciones de protección del núcleo que correspondan.

Además, este tipo de detectores formados por ^{59}Co puede resistir las condiciones de presión y temperatura dentro del reactor, tiene una baja tasa de quemado pero tiene el peligro de la aparición del ^{60}Co . Este isótopo tarda más de 5 años en desaparecer por desintegración beta por lo que se hace necesario la compensación del ruido introducido por esta desintegración.

Los 72 detectores se distribuyen uniformemente en uno de los “fingers” de las 12 lanzas de instrumentación de manera que cubren toda la longitud activa del núcleo.

3.10.5. Sistema de termopares

Forma parte de la instrumentación interna pero no de la instrumentación nuclear ya que su función no es medir el flujo neutrónico. Este sistema cuenta con 2 tipos de termopares:

- Termopares en la salida del refrigerante: estos termopares se instalan en la salida del agua desde las barras de control para medir de forma continua su temperatura. Consta de 36 termopares distribuidos radialmente entre las 12 lanzas de instrumentación. El sistema se subdivide en 4 grupos cada uno asignado a un edificio de salvaguardia. Sus funciones son:
 1. Proporcionar información de la distribución radial de temperaturas y de las condiciones termo hidráulicas del refrigerante a la salida del núcleo
 2. Vigilancia del núcleo post-accidente
- Termopares situados en la cúpula de la vasija: controla la temperatura del agua en la cúpula durante accidente y durante operación normal proporciona información sobre condiciones de subenfriamiento, saturación o sobrecalentamiento, relativas a la presión de saturación del sistema de refrigeración del reactor

En resumen, hay 12 lanzas que se disponen por todo el núcleo. Cada una de estas lanzas contiene 3 termopares en la salida del refrigerante, un “finger” con 6 detectores de densidad de potencia y 3 o 4 “fingers” con aerobolas. Además, la instrumentación externa se sitúa cubriendo toda la longitud activa del núcleo.

3.11. Sistema eléctrico

El Sistema de Distribución Eléctrica está diseñado como un sistema de 4 trenes y 4 divisiones. La mayoría de las cargas de sistemas no relacionados con la seguridad son alimentadas desde el Sistema de Alimentación Normal de 4 hilos del sistema de distribución eléctrica desde la isla de la turbina, mientras que las cargas de los sistemas de seguridad, se proporcionan desde el Sistema de alimentación de emergencia del sistema de distribución.

Durante el funcionamiento en línea de la planta, la alimentación eléctrica se suministra desde el generador principal a través de un transformador elevador principal hasta la central. Cada transformador de potencia posee dos trenes de dos divisiones y aproximadamente la mitad de la carga auxiliar total de la planta.

La planta puede aceptar un rechazo de la carga del generador de 100% de potencia o inferior sin un disparo del reactor o de la turbina mientras que el funcionamiento estable continúa. En caso de que se produzca alguno de estos eventos, la planta puede continuar operando de forma autónoma, desconectada de la red, mientras se alimenta todos los sistemas del reactor.

3.11.1. Sistemas relacionados con la seguridad

Las cargas del sistema de seguridad y algunas cargas del sistema que no son de seguridad están conectadas al sistema de alimentación de emergencia. Las cargas del sistema de seguridad son las necesarias para apagar el reactor de forma segura, mantenerlo en condiciones de parada,

eliminar el calor residual y el calor almacenado y evitar la liberación de sustancias radiactivas en caso de accidente.

El sistema de alimentación de emergencia normalmente es alimentado directamente desde los sistemas de alimentación normal de la isla de la turbina. Sin embargo, en el caso de una pérdida de potencia exterior o de voltaje y frecuencia fuera del rango definido, el sistema de alimentación de emergencia se desconecta automáticamente mientras que cuatro generadores diésel de emergencia (EDGs) (uno por cada división) vuelven a encender dicho sistema. Los generadores diésel están alojados en edificios separados del resto de la planta y están protegidos contra riesgos externos e internos. La autonomía de los diésel de emergencia es equivalente a tres días a plena potencia.

En caso de pérdida de la fuente de alimentación externa e interna y de todos los generadores diésel, las cargas necesarias para el apagado seguro de la planta se conectan a la fuente de alimentación de la estación de apagón. Dos generadores diésel adicionales, proporcionan una fuente de corriente alterna para hacer frente a los eventos de black-out. Estos generadores tienen una autonomía de 24 horas a plena potencia.

3.12. Residuos

El EPR incorpora una gama de características de diseño que proporcionan beneficios positivos en términos de uso de recursos en la parte delantera del ciclo del combustible y gestión de residuos al final del ciclo del combustible. Estas características del diseño centran encendido:

- Incremento del quemado del combustible
- Mayores ciclos de combustible
- Mejora de la economía neutrónica
- Posibilidad de quemado de plutonio
- Mejora de la transferencia de calor del primario al secundario

Todo esto hace que el EPR mejore la parte sostenible del combustible, ya que consigue:

- Mejora de la utilización del combustible con un ahorro del 17% de uranio por MWh respecto a otros reactores que proporcionaran la misma potencia
- 15% de reducción de los actínidos de larga duración por MWh
- Aumento del 14% en la relación generación de electricidad/generación térmica
- Mayor flexibilidad para el reciclaje de combustible MOX
- Capacidad de disminuir la concentración de plutonio en el combustible usado mediante su quemado
- Reducción de los residuos a tratar tras el desmantelamiento de la central gracias a su vida útil de 60 años

3.13. Planta

Este reactor tiene licencias aprobadas en Finlandia, Francia y China, donde se están llevando las tareas de construcción de este reactor de tercera generación, además de estar siendo revisada por otros dos países, Reino Unido y Estados Unidos.

La tecnología que se ha desarrollado para la construcción del EPR permite minimizar el tiempo de las paradas, ya que estas cuestan alrededor de 150.000€/hora. Las mejoras que incorpora en este aspecto son varias. Por una parte, utiliza reflectores de neutrones muy evolucionados,

que permiten reducir el tiempo de arranque del reactor; la exposición de los empleados es menor, por ello se puede aumentar su actividad durante paradas por mantenimiento disminuyendo el tiempo en el que el reactor está parado; se han mejorado los sistemas de apertura de la vasija y manipulación del combustible para realizar recargas más rápidas.

Las redundancias en los edificios de salvaguardia permiten reducir los tiempos de mantenimiento, o en algunos casos, no es necesaria la parada del reactor. Lo anterior, más la rápida velocidad en la que el reactor es llevado a parada gracias a las válvulas de despresurización, permiten aumentar el tiempo en el que el reactor está disponible para producir potencia.

El diseño de la planta está significativamente influenciado por los requisitos de mitigación de accidentes severos y los principios de protección contra la radiación.

La planta está diseñada para soportar los impactos de eventos internos y externos. Con respecto a las ondas de presión ocasionadas por terremotos y explosiones, los edificios y estructuras se fortalecen para que las estructuras colapsadas no pongan en peligro la función de los equipos de seguridad y que los mismos soporten los efectos dinámicos dentro de los edificios. También se incluyen dentro del diseño de los componentes las cargas debidas a sucesos internos.

El edificio del reactor y los edificios circundantes de seguridad y combustible se colocan en una losa común que actúa como suelo. La mayoría de los sistemas de seguridad, diseñados con una redundancia de cuatro veces, están ubicados en cuatro divisiones independientes con separación física completa. Los sistemas eléctricos relacionados así como los sistemas de instrumentación y control también se asignan a estas divisiones. Estos edificios están situados a un nivel más alto para asegurar su funcionamiento en caso de inundaciones.

Los otros edificios, como el edificio de acceso y el edificio auxiliar nuclear, se encuentran en junto con uno de los edificios de seguridad y el edificio del combustible. El edificio de la turbina y el edificio eléctrico convencional asociado se separan de estos edificios.

Dentro de los edificios de seguridad, la parte del sistema de inyección de seguridad está dispuesta en las zonas más internas del edificio mientras que los sistemas de refrigeración de los componentes y de agua de alimentación de emergencia se instalan en las zonas exteriores.

3.13.1. Edificio de la contención

La limitación de las consecuencias radiológicas para el medio ambiente, incluso bajo accidentes graves, conduce a condiciones de diseño más restrictivas en comparación con los PWR existentes, como la presión de diseño (0,55 MPa).

Por lo tanto, el EPR tiene un edificio de contención de hormigón doble, que consiste en un contenedor de hormigón armado pretensado interior con un revestimiento integral de acero y un edificio exterior de hormigón armado.

Para garantizar la estanqueidad general de la contención, se proporcionan sistemas de aislamiento y retención y control de fugas. Las fugas a través de la contención interna son capturadas por el sistema de extracción de aire anular. El acceso del personal o la introducción del equipo en el contenedor se realizan a través de escotillas permanentemente cerradas.

La integridad estructural de la contención está garantizada por la inercia térmica de las estructuras internas de hormigón, por el sistema de inyección de seguridad y el sistema de eliminación de calor de contención (CHRS). Su función principal es limitar el aumento de presión

dentro de la contención por debajo de la presión de diseño y reducir esta presión después. Además, el “core-catcher” está protegido contra temperaturas elevadas resultantes de una posible fusión del núcleo por capas protectoras y por un sistema de refrigeración dedicado alimentado por el CHRS.

Se estima que el EPR ahorra un 20% en costes de operación y mantenimiento, un 15% en costes de combustible y optimiza el terreno usado para la central.

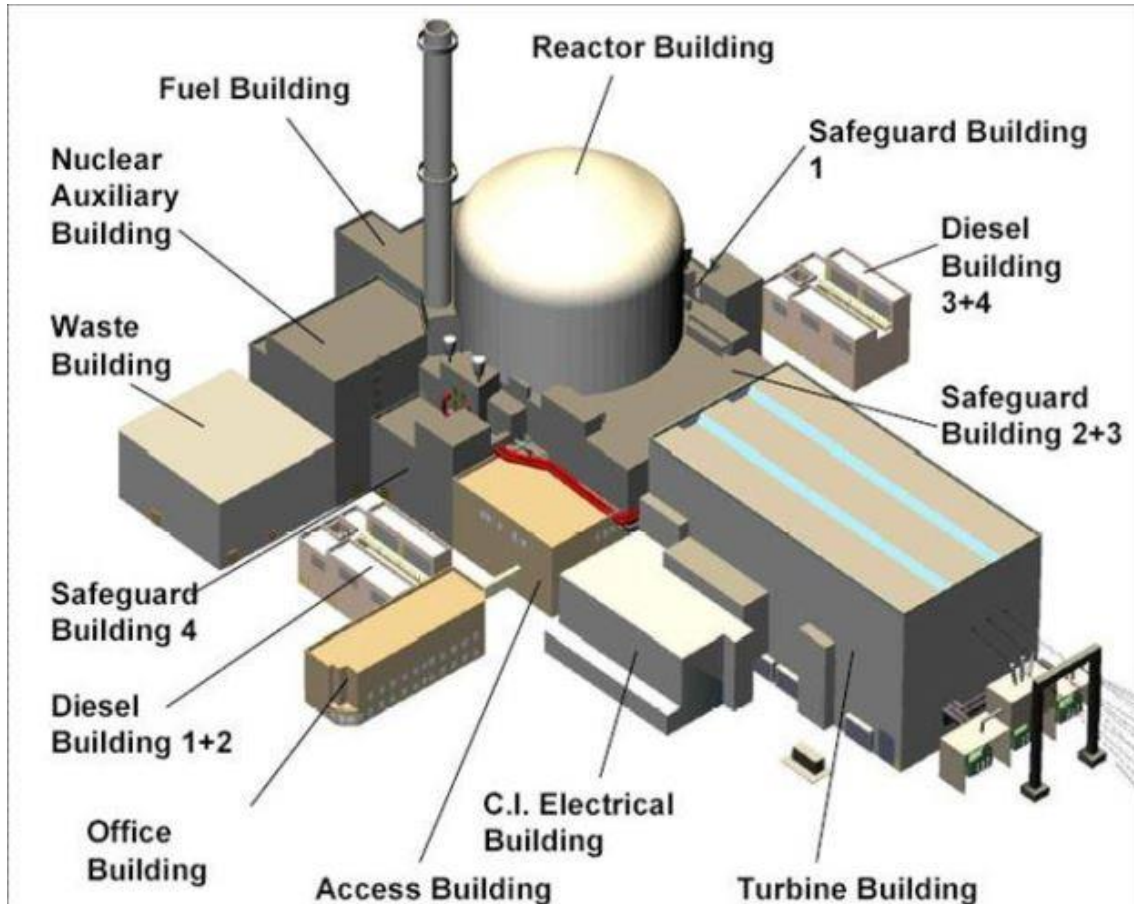


Figura 9: Central EPR

4. Reactor APR-1400

4.1. Historia

El Advanced Power reactor 1400 es un reactor de agua ligera a presión de tercera generación con 1400 Mwe diseñado por Korea Electric Power Corporation (KEPCO) y Korea Hydro & Nuclear Power Co. (KHNP) desarrollado en Korea en 2002. El APR-1400 se basa en la experiencia obtenida durante la implantación, construcción y desarrollo del Optimun power reactor (OPR) de 1000Mwe que fue el primer reactor de agua a presión estandarizado construido en una planta de Korea.

Como corresponde a un reactor de tercera generación, el APR incorpora la tecnología avanzada respecto a sus predecesores que le permite alcanzar los objetivos económicos de la empresa, obtener las nuevas licencias de seguridad, una mejora de seguridad en la planta y un mayor aprovechamiento del combustible nuclear.

Características principales:

Tipo	PWR
Potencia eléctrica	1400 Mw
Vida de la planta	60 años
Frecuencia de daño a la vasija	<1e-5
Frecuencia de fallo de la contención	<1e-6
Exposición de los trabajadores	<1 man -Sv / RY
Disponibilidad de planta	>90%
Paradas inesperadas	<0,8 año
Recarga	18 meses o superior
Tiempo de construcción	4 años

Tabla 28: Características principales del APR-1400

Como se ha comentado anteriormente, este reactor es la evolución del OPR-100 y cuenta con su mismo sistema de generación de vapor que tanta fiabilidad ha proporcionado. Además, incorpora sistemas de seguridad avanzados como por ejemplo inyección directa en la vasija desde el sistema de inyección de seguridad, el sistema de reabastecimiento de agua de la contención, el sistema de despresurización de seguridad avanzado y sistemas de mitigación y gestión de accidentes severos. Se ha rediseñado la distribución de la planta incorporando mejoras para la operación y la sala de control está diseñada teniendo en cuenta el factor humano durante la operación, incorporando sistemas de control e instrumentación completamente digitales.

4.2. Sistema de generación de vapor

El NSSS del APR-1400 consta únicamente de dos lazos. Está diseñado para trabajar con 4000 Mwt que produce una potencia en la turbina de 1450 Mwe aproximadamente. Cada lazo consta de un generador de vapor, un presionador situado en la rama caliente, dos bombas de refrigeración del reactor, una rama caliente y dos ramas frías. Los generadores de vapor y la rama caliente y fría tienen una disposición simétrica. Los generadores de vapor se encuentran por encima del nivel de la vasija para favorecer la circulación natural del refrigerante.

En la vasija del reactor, hay conectadas 4 líneas de inyección directa que toman el agua de la piscina del IRWST en caso de emergencia. Los controladores de nivel están situados en la rama caliente y monitorizan en nivel de caudal de refrigerante en el lazo intermedio. La temperatura del refrigerante se ha reducido de 327°C a 324°C para así evitar el agrietamiento debido a la aparición de tensiones térmicas en los tubos del generador de vapor. Las válvulas de seguridad convencionales montadas en la parte superior del PZR se sustituyen por las válvulas de seguridad operadas por piloto (POSRVs). Con esto, las funciones del sistema de refrigeración del reactor de protección contra sobrepresión durante los accidentes en base de diseño u la despresurización manual en el caso que haya una pérdida total de refrigerante son llevadas a cabo por las válvulas de seguridad operadas por piloto del presionador. En el caso de accidente severo, estas válvulas proporcionan una rápida despresurización para evitar el calentamiento de la contención.

Con respecto al secundario, de cada generador de vapor salen 2 líneas principales y cada línea contiene cinco válvulas de seguridad no aislables, una válvula principal de descarga de vapor y una válvula de aislamiento.

4.3. Núcleo del reactor y diseño del combustible

El núcleo del reactor está diseñada para generar 3990 MWt con una densidad de potencia volumétrica de 100,9 W/cm³. El núcleo contiene 241 elementos combustibles compuestos por barras de combustible de dióxido de uranio. El número de barras de control del núcleo es de 93, de las cuales 76 están dedicadas al control de la reactividad, el resto, sirven como elemento estructurales. Las barras de control son de carburo de boro B₄C y las barras estructurales de Iconel, que tiene una baja tasa de absorción.

El núcleo ha sido diseñado para aguantar ciclos del combustible de 18 meses con un quemado máximo de 60.000 MWD/MTU, capaz de soportar incrementos de potencia térmica del 10%, que asegura la operatividad y la seguridad del reactor. Una parte de las barras de control contienen dióxido de uranio junto con un veneno consumible óxido de galodinio Gd₂O₃ para eliminar el exceso de reactividad cuando se produce la recarga y ayudar al control de la distribución de potencia dentro del núcleo. El flujo neutrónico se controla a través de 45 detectores repartidos por el interior de la vasija.

El combustible utilizado en este reactor es Uranio de bajo enriquecimiento (menor al 5% de U-235) antes de la irradiación. Existe la posibilidad de cargar el reactor con combustible MOX, pero la proporción no debe superar 1/3 de la capacidad total. El reactor incorpora 8 barras de control adicionales para ser utilizadas con combustible tipo MOX. Además, el reactor está preparado para admitir una carga diaria después de la operación.

El elemento combustible es una matriz de 16x16 que consta de barras de combustible, rejillas y tubos guía. De cada elemento combustible, 236 espacios están ocupados por barras de combustible, ya sea de UO₂ o de UO₂ junto con Gd₂O₃. Las posiciones restantes son 4 tubos guía de las barras de control y un tubo guía de instrumentación interna del núcleo para el control del flujo neutrónico.

El elemento combustible avanzado del que se compone el APR permite aumentar el rendimiento termohidráulico y nuclear y mejorar la integridad estructural aumentando el margen crítico por encima del 10% gracias a su alto rendimiento térmico. Además, las rejillas inducen una mínima

perdida de carga del fluido refrigerante. Se aumenta también el quemado del combustible hasta 55.000 MWD/MTU gracias a la optimización de las dimensiones del conjunto elemento combustible- barra de combustible y a la adopción de una aleación de Zr-Nb avanzada como revestimiento de la barra de combustible.

La economía neutrónica se mejora mediante la adición de reflectores laterales y optimizando el diámetro de la barra de combustible. Se ha mejorado también la resistencia a pandeo de los elementos combustibles gracias a la rejilla, lo que mejora la respuesta estructural ante sismo. La parte inferior de los elementos combustibles incorpora un pequeño filtro en la parte inferior para atrapar los desechos antes de que entren en el propio elemento. Esto mejora la eficiencia del filtrado de los sistemas correspondientes y sobre todo evita la fricción de las partículas con las barras de combustible que a la larga puedan causar el fallo estructural.

Respecto a la posibilidad de generar el Plutonio suficiente para fines armamentísticos, el combustible con alto grado de quemado contiene una cantidad mínima de Pu-240 gracias a la capacidad del reactor de quemar MOX. Además, los elementos combustibles descargados son demasiado radiactivos para su manejo y cuando se encuentran dentro de bidones blindados, estos son demasiado pesados para su transporte normal. Es por ello, que el combustible quemado ha de llevarse a una planta de reprocesamiento.

4.3.1. Sistemas de manejo del combustible

Este sistema está diseñado para un seguro y rápido manejo y almacenamiento de los elementos combustibles desde que llegan a la central hasta que son mandados a la piscina de almacenamiento de combustible gastado.

El equipo principal del sistema consta de una máquina de recarga, plataforma de cambio de las barras de control, sistema de transferencia de combustible, un elevador del combustible fresco, un elevador de las barras de control, un elevador de la cabeza de la vasija y la máquina de manejo de combustible gastado. La máquina de recarga se encuentra dentro del edificio de contención y transporta los elementos combustibles dentro/fuera del núcleo para llevarlos al sistema de transferencia de combustible. La máquina de manejo de combustible gastado está ubicada dentro del edificio de combustible y transporta el combustible desde el sistema de transferencia hasta las piscinas de almacenamiento y se encarga, junto al elevador de combustible fresco, de llevar al sistema de transferencia combustible nuevo.

4.4. Primario

4.4.1. Vasija

La vasija del reactor es vertical y está compuesta por dos piezas: la parte hemisférica inferior y la parte hemisférica de cierre superior extraíble por donde se realiza el proceso de recarga. Además contiene estructuras internas que sostienen el combustible, estructuras que aportan integridad a la vasija, los elementos combustibles y los tubos guía de las barras de control e instrumentación.

La integridad de la estructura de la vasija está garantizada, los materiales pueden soportar las tensiones y esfuerzos que aparecen en la cabeza, cuerpo inferior y entradas de tuberías debido a las cargas de presión y temperatura.

Las entradas de la inyección directa en la vasija están situadas por encima de la salida de la rama fría del reactor para ayudar al soporte de la estructura y para evitar las interferencias con otras tuberías que entren/salgan del reactor. Esta inyección directa en la vasija se utiliza en caso de que sea necesaria una inyección de emergencia de refrigerante y forma parte del sistema de inyección de seguridad.

Respecto a su predecesor, se ha aumentado su vida útil a 60 años gracias a un acero al carbono con bajos contenidos de Cu, Ni, P y S que aumenta su resistencia a rotura frágil.

4.4.2. Reactor internals

Los elementos internos del reactor constan de las estructuras soporte del núcleo como el cilindro donde se sustenta, la estructura soporte inferior y la estructura guía superior. Todos estos elementos están hechos de acero inoxidable austenítico. Las estructuras de soporte del núcleo están diseñadas para soportar el peso de los elementos combustibles y orientarlos junto con las barras de control. Además, ayuda a dirigir el flujo de refrigerante por dentro del núcleo. La estructura guía superior está formada por una placa de alineación de combustible, las cubiertas de las barras de control y un cilindro soporte se retira como una única pieza cuando se produce la recarga por medio de un sistema de elevación especial anteriormente comentado.

4.4.3. Generadores de vapor

Los generadores de vapor son unos intercambiadores de vapor en forma de U inversa donde el refrigerante que extrae el calor del reactor circula por dentro de dichos tubos. Los dos generadores están diseñados para transferir la potencia de 4000 MWt al secundario y que la turbina lo convierta en potencia eléctrica.

Los separadores de humedad y los secadores de vapor limitan la humedad del vapor a como máximo un 25% durante operación a potencia. Además, los generadores de vapor constan de una válvula limitadora de caudal para restringir el flujo en caso de rotura en una de las líneas principales de vapor. Respecto al mantenimiento, los generadores incorporan dos accesos, uno en el lado del secundario donde se permiten las reparaciones de los separadores y secadores, y otro de tamaño limitado en el lado del primario para el control de los tubos.

Los generadores utilizan 13100 tubos por generador con una aleación que mejora la integridad de estos. Además, el soporte superior de los tubos y las placas de sujeción están diseñadas para evitar que los tubos vibren por el paso del flujo. El volumen de agua que hay en el secundario es suficiente como para funcionar durante 20 minutos en el caso de que se pierda completamente el agua de alimentación. Con este diseño se consigue una mejora a la hora de aliviar los transitorios durante operación normal y por tanto reducir la probabilidad de disparo no deseado del reactor haciendo la planta más segura y aumentando su flexibilidad operativa.

El ángulo de entrada del lazo de la rama caliente al generador de vapor asegura la estabilidad la operación del lazo medio. El sistema de control de agua de los generadores de vapor está diseñado de tal forma que es controlado automáticamente durante la operación a potencia.

Ambos generadores de vapor cuentan también con un economizador que aumenta la eficiencia térmica en el lado frío. Las boquillas de alimentación están diseñadas para resistir la fatiga producida por los altos gradientes de temperatura. Además, dichas boquillas de alimentación

cuentan con una pequeña recirculación, que es llevada a la parte de bajada de los tubos en U para asegurar la circulación natural en caso de accidente.

4.4.4. Presionador

El presionador del APR 1400 consta de calentadores situados verticalmente en la parte inferior de su pared circular. Cuenta con válvulas de pulverización y válvulas de seguridad que aseguran la descompresión en caso de emergencia. También contiene instrumentación interna para controlar la línea de sobrepresión conectada a la rama caliente del reactor. Las líneas de pulverización están conectadas a las ramas frías tras las bombas de refrigeración del reactor. El objetivo del presionador es mantener el inventario de refrigerante dentro de los límites especificados y junto los sistemas de control de presión y control de nivel aseguran la el funcionamiento del reactor tanto en operación normal como en transitorios evitando su disparo.

El presionador tiene un volumen de 68,9 m³ y mantiene la presión y temperatura en el sistema de refrigeración del reactor. Las válvulas de despresurización y las de presurización con las que contaba su predecesor, se han sustituido íntegramente por las válvulas de seguridad. Estas válvulas proporcionan mayor fiabilidad al desempeñar las funciones de protección en caso de sobrepresión y facilitan las tareas de mantenimiento durante las paradas. En caso de accidente, el inventario del sistema de refrigeración del reactor se descargaría por las válvulas de seguridad hasta el tanque de almacenamiento de agua de abastecimiento de la contención (IRWST) y el presionador se apagará para que la contaminación de la contención se reduzca.

4.4.5. Montaje integrado del cabezal del reactor

Consta de un sistema de refrigeración de barras de control, termopares y una estructura que permite su elevación en la recarga. El objetivo principal de la cabeza de la vasija es agrupar en una sola pieza todos los componentes, sus soportes y cableado en un solo montaje para disminuir el tiempo a la hora de ser retirada en el proceso de recarga. Además reduce el tiempo de exposición de los técnicos ya que se reduce el tiempo de ensamblaje de la cabeza al resto del cuerpo.

4.4.6. Bombas

Las bombas de refrigeración del reactor hacen circular el refrigerante desde el reactor hasta los generadores de vapor. Hay dos bombas para cada lazo situadas en el rama fría. El sello mecánico de cada bomba está diseñado para evitar fugas de la presión interna de la bomba asegurando la estanquidad del eje.

4.4.7. Tuberías

Siguiendo el principio de fugas antes de ruptura, los apoyos redundantes en las tuberías del NSSS son eliminados ahorrando en costes ya que los efectos dinámicos de las roturas estudiadas pueden ser eliminados desde diseño. Se aplica a las líneas principales de enfriamiento, las tuberías del sistema de evacuación del calor residual y las tuberías del sistema de inyección de seguridad.

4.5. Sistemas auxiliares

4.5.1. Sistema de control químico y volumétrico

El sistema de control químico y volumétrico no realiza funciones de seguridad como paradas de seguridad o mitigación de accidentes. Su función se desarrolla mientras que el reactor se encuentra a potencia. El flujo máximo de descarga durante operación normal del reactor es de 12,6 kg/s.

El flujo de descarga que es llevado al sistema pasa primeramente por un intercambiador de calor regenerativo para reducir su temperatura inicial. La reducción de presión se produce en el orificio de descarga gracias a una válvula de control. Después de las reducciones de presión y temperatura, el flujo pasa a través de un proceso de purificación mediante intercambiadores de iones, eliminando todas las impurezas que pudiera contener. Tras ser purificado, el flujo se dirige hacia el tanque de control de volumen que sirve como depósito de refrigerante. Las líneas que unen el tanque de control de volumen inyectan directamente en las bombas de refrigeración del reactor pasando antes por una bomba de carga que eleva la presión del flujo hasta la presión de trabajo.

4.5.2. Sistema de refrigeración de componentes

Este sistema es un lazo cerrado que junto con el sistema esencial de agua de servicio y el sumidero de calor último, refrigera los elementos principales y no principales del NSSS conectados al sistema. El calor evacuado es transferido al sistema esencial de agua de servicio mediante unos intercambiadores de calor específicos para la refrigeración de componentes. El sistema ha sido diseñado con una redundancia para asegurar la disponibilidad de la planta y la flexibilidad del mantenimiento.

4.5.3. Sistema de ventilación de gases del refrigerante

Este sistema desempeña tareas de seguridad y forma parte del sistema de despresurización y ventilación de seguridad. Las válvulas de ventilación de gases del refrigerante están situadas en la parte superior del presionador y de la cabeza de la vasija. Su objetivo principal es filtrar los gases que puedan aparecer en caso de accidente en el núcleo y en presionador asegurando la no existencia de elementos radiactivos en la descarga de dichos gases. Se ha aumentado la sección de la línea de ventilación para tener la capacidad suficiente de ventilar la mitad del sistema de refrigeración del reactor en caso de accidente.

4.5.4. Sistema de filtrado del generador de vapor

Instalado en los generadores de vapor, se encargan de controlar la química del agua que circula por el secundario y de eliminar los lodos que puedan aparecer en las placas soporte de los tubos en U invertida. El caudal que circula hasta el tanque de expansión donde se realiza el control está en estado de vapor saturado, es por esto, para evitar la aparición de tensiones dinámicas debidas a las dos fases que pueden aparecer, que el tanque de expansión se encuentra cerca del edificio de la contención. Esta línea cuenta también con una válvula de by-pass que recircula el caudal hasta el condensador en caso de que el tanque de expansión no esté operativo.

4.5.5. Sistema de muestreo del primario

Este sistema está diseñado para recoger muestras representativas de gases y líquidos en diversas zonas del reactor para que sean tratadas en la estación de muestreo con análisis químicos y radiológicos. El sistema permite tomar muestras en áreas de alta radiación sin tener que acceder a estas zonas. Debe de funcionar y otorgar resultados tanto en operación normal como en caso de accidente y postaccidente sin necesidad de acceder a la contención.

4.6. Modos de operación

APR1400 está diseñado para ser utilizado en diversos modos de funcionamiento, no sólo para la operación a potencia, sino también para una operación de carga parcial, tal como la operación de seguimiento de la carga. En el diseño del núcleo del reactor, así como en los sistemas de control de la planta, se ha considerado una operación estándar de 100-50-100% de seguimiento de la carga diaria, variación de carga típica en Corea. El reactor puede trabajar 16 horas al 100% de su potencia y 4 horas al 50%, con 2 horas destinadas al aumento y disminución de la potencia.

Además, en el diseño se consideran diversas capacidades de maniobra de carga, tales como un cambio en la carga de hasta un 10% y cambios de carga de $\pm 5\%$ / min. Además, tiene la capacidad de operación durante una pérdida repentina de carga de hasta el 100% en la que los sistemas de control controlan automáticamente la planta entre un nivel de potencia de 3 a 5% sin provocar ningún disparo del reactor o actuaciones del sistema de seguridad.

En caso de que se produzca el disparo de la turbina a cualquier nivel de potencia, incluyendo potencia máxima, APR1400 impide el disparo del reactor y mantiene la potencia del reactor a nivel reducido usando el sistema de reducción de potencia del reactor (RPCS) y otros sistemas de control. Esta característica reduce el tiempo de interrupción para volver a la operación a potencia después de un problema de disparo y mejora la seguridad de la planta al evitar las paradas innecesarias del reactor. Además, el sistema de control APR1400 controla automáticamente los parámetros de la planta e impide su disparo durante una pérdida de una o dos bombas principales de alimentación de agua que ocurran al 100% de potencia.

4.7. Seguridad y filosofía de diseño

La seguridad del APR-1400 se ha incrementado en gran cuantía respecto a su predecesor. No solo se ha construido con el objetivo de obtener las licencias necesarias, sino que se ha diseñado con un margen de seguridad que permite proteger la salud de la población así como las inversiones realizadas en la planta.

Algunos de los objetivos estadísticos de seguridad del reactor son:

- La frecuencia de daño al núcleo ante eventos internos como externos es menor de $1\text{e-}5/\text{año}$
- La frecuencia de daño al reactor ante un único fallo en condiciones de alta presión es menor a $1\text{e-}6/\text{año}$
- La frecuencia de fallo de la contención es menor a $1\text{e-}6/\text{año}$
- La dosis total recibida por el cuerpo humano en caso de fallo de la contención y daño en el núcleo no debe superar los 0,01 Sv

Para alcanzar dichos objetivos, como se ha comentado anteriormente, se aumenta el margen de diseño y se simplifican los sistemas para evitar los fallos en cadena durante la mitigación de accidentes severos y accidentes en base de diseño.

El concepto de protección de la inversión hace referencia a las paradas no programadas. El reactor se ha diseñado para que este siga funcionando sin parar en el caso en el que se produzca una pequeña rotura no superior a los 150mm de diámetro en una de las tuberías de refrigeración principales.

Este margen de seguridad hace que indirectamente se aumente la disponibilidad de la planta, ya que se alivian los efectos de los estados transitorios y se evitan los disparos inesperados del reactor. Hace también que los sistemas automáticos tengan la capacidad de respuesta en eventos transitorios cuando la respuesta del operador se alarga en el tiempo.

4.7.1. Sistemas y características de seguridad

Los sistemas de seguridad del APR-1400 se basan en una mezcla de sistemas de seguridad activos y sistemas de seguridad pasivos. Algunos de los sistemas activos más importantes son: sistema de inyección de seguridad, sistema de ventilación y despresurización de seguridad, IRWST, sistema de evacuación del calor residual, sistema auxiliar de agua de alimentación y el sistema de pulverización de la contención.

Las características principales de los sistemas de seguridad son:

- Se aumenta la fiabilidad del sistema de inyección de seguridad mediante la construcción de 4 trenes con sus respectivos equipos mecánicos.
- Se elimina la interconexión entre el sistema de inyección de emergencia y el sistema de evacuación del calor residual.
- Se simplifica el funcionamiento del sistema de inyección de seguridad mediante la inyección en el lado de alta presión, inyección en el lado de baja presión y recirculación del agua en caso de accidente.
- Para evitar daños externos, el sistema de reabastecimiento de agua de la contención (RWST), se sitúa dentro de esta (IRWST).
- Mejora de la seguridad general de la planta mediante los sistemas avanzados como el dispositivo fluido en el tanque de inyección de seguridad, el IRWST y la inyección directa en la vasija del sistema de inyección de seguridad.
- Mejora de la fiabilidad del sistema de pulverización de la contención mediante la interconexión con los trenes del sistema de evacuación del calor residual.
- Mejora de la fiabilidad del sistema auxiliar de agua de alimentación con 2 bombas movidas por un motor externo, 2 bombas movidas por una turbina externa y 2 tanques independientes de agua de alimentación situados en un edificio auxiliar.

4.7.2. Sistema de inyección de seguridad

La principal idea del sistema de inyección de seguridad es la simplificación y la redundancia para lograr un mayor rendimiento y fiabilidad respectivamente. El sistema se compone de 4 trenes mecánicos independientes sin ninguna vía de unión entre ellos y 2 divisiones eléctricas. Cada línea consta de una bomba de inyección activa (que entra en funcionamiento en caso de

accidente) y un tanque de inyección de seguridad pasiva, que inyecta por gravedad al primario en caso de la presión caiga por debajo del valor de la presión dentro del tanque. Los tanques cuentan cada uno con un dispositivo fluido.

Para superar los accidentes en base de diseño, cada tren suministra un 50% del caudal mínimo de inyección necesario cuando las roturas sean superiores al diámetro de las líneas de inyección directa en la vasija. En caso de que sean igual o menores, cada tren tiene la capacidad de suministrar el 100% de la inyección requerida. La principal diferencia con su predecesor es que se eliminan las bombas de inyección de baja presión y se separan los trenes del sistema de inyección de los del sistema de evacuación del calor residual.

Mediante la introducción del dispositivo fluido, que regula el caudal de entrada pasivo, dentro del tanque de inyección de seguridad y junto con el sistema de reabastecimiento de la contención (IRWST), los modos de inyección de alta presión, baja presión y recirculación se combinan en una sola operación, modo en caso de LOCA. Es por ello por lo que las bombas de inyección de baja presión se pueden eliminar del sistema de inyección y el agua que se toma para ello, es la del IRWST.

El agua de inyección está diseñada para ser inyectada directamente en el núcleo por lo que se elimina la posibilidad de derrame de fluido refrigerante por la rotura causante de la inyección de seguridad. Para ello, los 4 trenes de inyección se conectan directamente a las boquillas de inyección directa en la vasija, situadas por encima de las ramas calientes y frías en la parte superior del reactor.

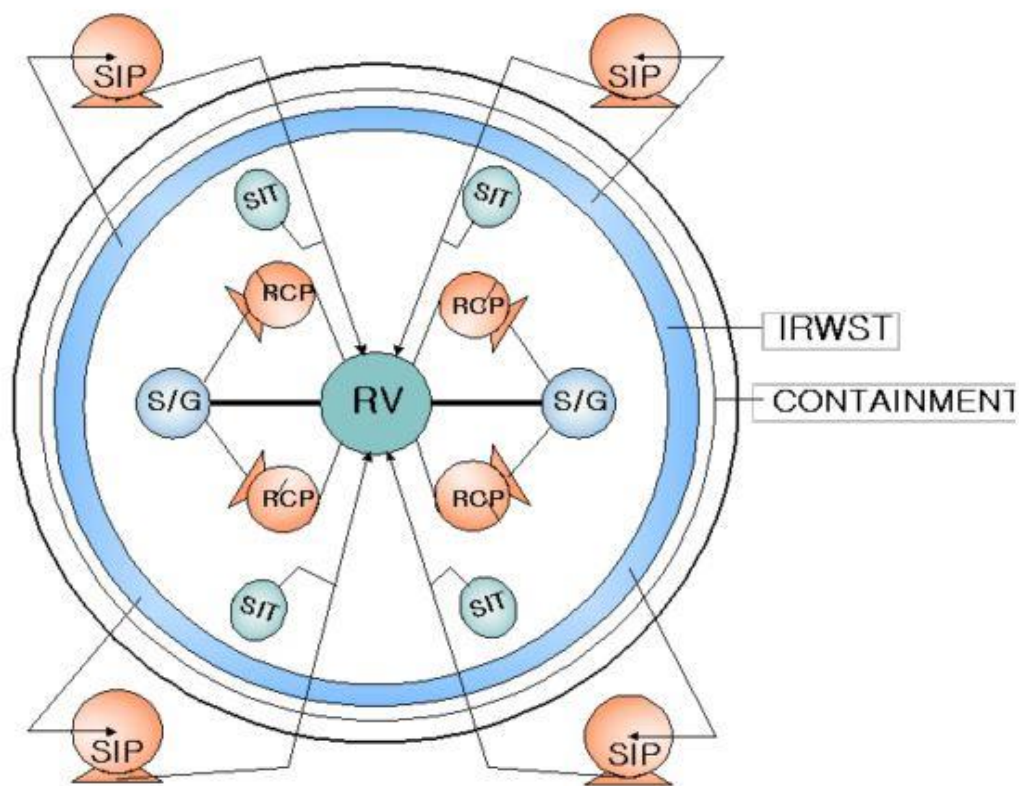


Figura 10: Sistema de Inyección de Seguridad

4.7.3. Dispositivo fluido

Como se ha comentado anteriormente, el APR-1400 utiliza un dispositivo fluido dentro del tanque de inyección de seguridad como medida de seguridad pasiva, para asegurar un uso efectivo del agua. De esta manera, se minimiza el uso del agua de refrigeración del núcleo de emergencia durante las actividades de purga y se evita su derramamiento en exceso en las fases de inyección durante LOCAs grandes.

El sistema se basa en la resistencia a los vórtices que tienen los fluidos. Consiste en un tubo soporte instalado en la misma dirección que el flujo cuando sale por la boquilla. Cuando el flujo entra por el tubo, hay poca resistencia al vórtice y sale un caudal alto. Cuando el nivel de agua está por debajo de la parte superior del tubo soporte, el flujo debe entrar por la zona inferior, a través de unos orificios tallados en dirección tangencial a la boquilla de salida, esto hace que se creen los vórtices y el caudal sea menor debido a la resistencia que ejerce el propio fluido. La pérdida de carga de bajo caudal es casi 10 veces superior a la de alto caudal. Esta diferencia ayuda a extender duración total de la inyección y a su vez, justifica la retirada de la bomba de baja presión de sistema.

Este dispositivo proporciona un alto caudal de salida cuando el agua comienza a inyectarse desde el tanque de inyección, lo cual es necesario en el caso de roturas grandes. Cuando termina la fase de relleno, el caudal de descarga cae bruscamente debido a las pérdidas de carga pero sigue siendo el suficiente para asegurar que la presión es la adecuada durante la fase de reflujo.

4.7.4. Tanque de almacenamiento de agua de reabastecimiento de la contención (IRWST)

El IRWST es un tanque de almacenamiento de agua que se encuentra dentro de la contención. Al estar en el interior, el riesgo de daños externos se elimina por completo. Está diseñado de tal manera que el agua que se inyecta al núcleo a través del sistema de inyección de seguridad pueda volver al IRWST. Consiste en un tanque cilíndrico anular a lo largo de la pared de la contención a una baja elevación, un tanque del volumen de retención y 4 intercambiadores de calor internos para la refrigeración del agua. Las funciones principales del IRWST son:

- Almacenamiento de agua de repostaje
- Fuente de agua para el sistema de inyección de seguridad
- Fuente para el sistema de evacuación del calor residual
- Fuente para las bombas del sistema de pulverización de la contención
- Actúa como condensador del vapor que proviene de las válvulas de alivio del presionador en el caso que sea necesaria la despresurización para evitar fusión del núcleo a alta presión o para permitir el funcionamiento de la alimentación o la purga
- Proporciona suministro de refrigerante al sistema de enfriamiento externo de la vasija
- Provee de agua al sistema de inundación de la cavidad en caso de accidentes graves para:
 - Retener el núcleo dentro de la vasija del reactor
 - En caso de rotura de la vasija, enfría el núcleo fundido en la cavidad del reactor

El volumen del IRWST es de 2470 m³, suficiente para inundar la cavidad del reactor durante las operaciones de recarga de combustible. También tiene volumen suficiente como para inundar

el tanque del volumen del retén y la cavidad del reactor para la operación de refrigeración externa de la vasija durante accidentes graves.

4.7.5. Sistema de evacuación del calor residual

Este sistema está relacionado directamente con la seguridad y funciona junto a los sistemas de vapor principal y los sistemas de alimentación de agua principal y auxiliar para reducir la temperatura del sistema de refrigeración del reactor en periodos posteriores al apagado desde la temperatura de funcionamiento en caliente hasta la temperatura de recarga. El sistema de evacuación del calor residual entra en funcionamiento cuando la temperatura cae hasta los 176,7°C con un caudal de 31,6 kg/cm² tras haberse enfriado previamente en los generadores de vapor.

Para mejorar la capacidad de enfriamiento y la fiabilidad del sistema eliminando cualquier posibilidad de que el sistema de control del reactor interprete la caída de presión como un LOCA, se implementan las siguientes mejoras:

- Aumento de la presión de diseño a 6,2 MPa para proteger el sistema automático anti-LOCA
- Refuerzo de la función de eliminación del calor residual en condiciones de emergencia del reactor
- Introducción de redundancias: el sistema consta de 4 trenes independientes cada uno con un intercambiador de calor y una bomba de rociado de la contención
- Instalación de un cambiador de calor independiente del sistema de inyección de seguridad

4.7.6. Sistema auxiliar de agua de alimentación

Es un sistema que realiza funciones de seguridad. Su objetivo es proveer a los generadores de vapor de agua suficiente para eliminar el calor del sistema de refrigeración en caso en que el sistema de alimentación principal o el de arranque no estén disponibles. Además, el sistema auxiliar de agua de alimentación rellena los generadores de vapor tras la rotura de uno de sus tubos minimizando así las fugas.

Este sistema consta de 2 divisiones, una para cada generador de vapor, cada una de ellas con 2 trenes independientes. Cada tren incorpora una bomba movida por un motor y una bomba movida por una turbina para diversidad y redundancia. Cada división contiene un tanque de agua de alimentación auxiliar dedicado a la seguridad además de un tanque de almacenamiento de condensación que no realiza funciones de seguridad y que está como tanque de respaldo.

4.7.7. Sistema de despresurización y ventilación de seguridad

Es un sistema de seguridad dedicado diseñado para asegurar la despresurización del primario en 2 situaciones:

- En caso de que la despresurización del presionador no esté disponible durante el enfriamiento de la planta hasta parada fría

- Despresurizar rápido para iniciar las funciones de alimentación y purga del refrigerante durante el enfriamiento de la planta en caso de pérdida total de agua de alimentación

Las válvulas de alivio de seguridad operadas por piloto de las que consta el sistema se emplean para la operación de alimentación y purga cuando hay escape radiactivo a la contención. Además, el sistema está diseñado para establecer la trayectoria del flujo desde el espacio para vapor dentro del presionador hasta el IRWST para su condensación.

4.7.8. Sistema de pulverización de la contención

Este sistema se encarga de reducir la temperatura y presión de la contención durante los accidentes en los que haya liberación de refrigerante o productos radiactivos a la contención. Consta de 2 trenes independientes cada uno con una bomba de succión que toma agua del IRWST. El sistema está diseñado para estar interconectado con el sistema de evacuación del calor residual, que se compone de 4 trenes, por lo que un tren del sistema de pulverización está conectado a 2 trenes del sistema de evacuación de calor residual. Por ello, las bombas instaladas tienen la misma capacidad en ambos sistemas. Este diseño aumenta la fiabilidad del sistema de pulverización en comparación con las plantas convencionales.

4.7.9. Diseño sísmico

Con el fin de aumentar la resistencia de las estructuras y edificios que componen el reactor contra terremotos, el APR-1400 elimina el análisis sísmico considerando terremotos en base operativa para el funcionamiento continuo del reactor en caso de seísmo. El diseño que se adopta es la aplicación de apagado seguro del reactor en caso de terremoto con 0,3g como terremoto en base de diseño.

El reactor incorpora estudios de topografía y sobre la interacción entre el suelo y estructuras a su instalación previos a su instalación que permiten su construcción tanto en suelos rocosos con tendencia a sufrir seísmos, como en suelos más arenosos.

4.7.10. Seguridad exterior

La planta se ha diseñado para asegurar la protección del reactor frente ataques humanos tanto externos como internos. Se espera que los sistemas de seguridad física instalados respondan con alta fiabilidad contra sabotajes. Algunas de las principales características de diseño para la seguridad y protección son:

- Pared gruesa de hormigón para la contención y un gran número de paredes interiores que protegen los principales sistemas del reactor
- Punto de entrada común
- Aparcamiento a una distancia segura del reactor
- Se emplea un sistema de detección de intrusos en zonas protegidas de paso con autorización
- Circuito cerrado de vigilancia remota en los límites de las áreas protegidas
- Sistema de control de acceso que garantiza la entrada a zonas sensibles al personal debidamente autorizado

4.8. Accidentes severos

Los accidentes severos en el APR-1400 se tratan de la siguiente manera:

- En caso de accidentes que puedan producir un fallo temprano en la contención, dentro de las 24 horas siguientes al fallo deberán activarse los sistemas de mitigación de accidentes y el diseño deberá ser capaz de resistir estos fenómenos aunque su probabilidad sea baja
- Para los accidentes que puedan producir un fallo tardío en la contención, los sistemas de mitigación y las medias de diseño deben considerarse conjuntamente para cumplir con los objetivos probabilísticos establecidos

Con este enfoque se aumenta la eficacia de la inversión en seguridad evitando la sobreinversión en accidentes altamente improbables.

Los sistemas de gestión de accidentes severos son: contenedor grande de hormigón pretensado, sistema de recombinación de hidrogeno, sistema de inundación de la cavidad, sistema de refrigeración externa de la vasija, sistema de despresurización y purga de seguridad y sistema de respaldo de pulverización de la contención.

4.8.1. Diseño de la contención

Con el objetivo de mantener la integridad del edificio de la contención e impedir la fuga de material radiactivo durante accidentes graves, se cuenta con un volumen libre suficiente como para que la carga que reciben las paredes no sea muy superior a la carga de operación en las 24 horas después del accidente y mantener la concentración de hidrogeno por debajo del 13% con un 75% de oxidación del recubrimiento de las barras de combustible y una oxidación de 0,5 centímetros de la placa de acero que cubre la superficie interior del edificio. En cuanto a la estructura de hormigón, está diseñada para aguantar 415 bares.

4.8.2. Sistema de recombinación del hidrogeno

En caso de accidente donde se produzca la fusión de la vasija, la velocidad de generación del hidrogeno es mucho mayor que en un accidente tipo LOCA. El sistema está diseñado para ser capaz de recombinar el 100% del hidrogeno producido por la reacción entre el revestimiento de las barras de combustible y el agua y mantenerlo en todo momento por debajo del 10%.

El sistema está basado en los recombinadores auto-catalíticos pasivos junto con encendedores de bujías incandescentes instalados dentro de la contención. Los recombinadores auto-catalíticos pasivos se instalan uniformemente en la contención y sirven para secuencias de accidentes en los que se esperan velocidades de producción de hidrogeno medias o bajas. Los encendedores de bujías complementan a los recombinadores en accidentes de probabilidad muy baja donde se esperan velocidades altas de producción de hidrogeno y se colocan cerca de fuentes de agua para asegurar la combustión controlada del hidrogeno de manera que se mantenga la integridad de la contención.

4.8.3. Sistema de inundación de la cavidad

La cavidad del reactor recibe los desechos del núcleo fundido. Está diseñada para asegurar una transferencia de calor de 50MWt/m² y así refrigerar el corium mediante el agua del IRWST. La trayectoria por donde circula el flujo de núcleo fundido está enrollada para impedir la transferencia de los desechos a la parte superior de la contención. Este diseño también previene el calentamiento directo de la contención debido al calor que desprende el núcleo fundido.

El sistema se compone de 2 trenes conectados con el IRWSRT, cada uno de ellos con 2 válvulas de aislamiento. Cuando estas 2 válvulas se abren en caso de accidente severo, permiten la entrada de agua conducida por la gravedad desde el IRWST a la cavidad del reactor, ya que las tuberías poseen una cierta inclinación y el IRWST se encuentra a una altura superior que la cavidad. Los objetivos de este sistema son:

- Enfriar los residuos del núcleo fundido
- Actúa como protección frente a las emisiones de productos de fisión
- Mitiga la interacción corium-hormigón

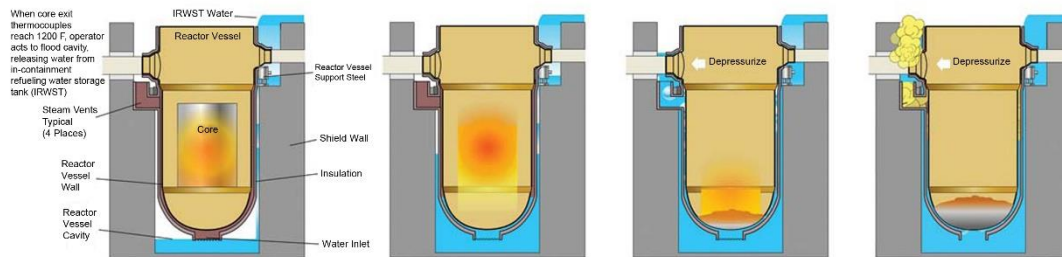


Figura 11: Inundación de la cavidad

4.8.4. Sistema externo de refrigeración de la vasija

Se implementa como un sistema de seguridad activa de mitigación de accidentes severos y se usa únicamente en estos casos diseñándolo también sobre la base de los márgenes de seguridad. El propósito principal de su construcción es la retención del corium dentro de la vasija bajo condiciones hipotéticas de accidente grave con fusión del núcleo.

Este sistema se encuentra en un edificio adyacente al edificio de la contención y consta de una bomba de enfriamiento de parada con válvulas, tuberías e instrumentación necesarios para la inundación inicial de la cavidad del reactor hasta la altura de la rama caliente. Tras la inundación inicial, se activa la bomba de formación de ácido bórico para rellenar la cavidad del reactor con un caudal mayor al que proporciona durante operación a potencia y mayor al caudal que se evapora debido al calor liberado por el núcleo fundido.

El sistema externo de refrigeración tiene la capacidad de ser operado manualmente cuando se alcanza una determinada temperatura tras un accidente severo y así iniciar la secuencia de actividades y operaciones pertinentes, basadas en la evaluación probabilística de la seguridad para mitigar las consecuencias. En caso de que este sistema de seguridad activa no funcione, el sistema de inundación de la cavidad asegura el enfriamiento del corium mediante la acción de la propia gravedad, es decir, el sistema de inundación es un sistema de respaldo al sistema externo de refrigeración en caso de accidente severo con fusión del núcleo.

4.8.5. Sistema de pulverización de emergencia de la contención de respaldo

Como su nombre indica, es un sistema de respaldo al sistema de pulverización de la contención. Este sistema toma el agua de una fuente temporal de agua y ayuda a reducir la temperatura y presión dentro de la contención en caso de accidente severo para así aliviar la amenaza de colapso de la estructura de contención.

4.9. Secundario

4.9.1. Turbina

El edificio de la turbina consiste en una línea principal de vapor, línea de extracción de vapor, alimentación de vapor, condensador, la turbina y los sistemas auxiliares. Estos sistemas han sido optimizados para maximizar la extracción de calor, tanto en términos de rendimiento como de fiabilidad, operatividad y economía.

La turbina está diseñada para ser capaz de funcionar al 3% de potencia nominal durante un periodo de al menos 4 horas sin experimentar daños en el sistema de generación de potencia y de arrancar hasta plena potencia desde parada fría en 8 horas incluyendo el precalentamiento del rotor. Las líneas de vapor y la turbina están diseñadas para trabajar a una presión de vapor de 6,9MPa y entre la parte de alta presión y la de baja hay 2 etapas de recalentamiento que mejoran el rendimiento. La turbina trabaja a 1800 rpm.

La capacidad de carga, modulación de esta y la respuesta del sistema de bypass han sido diseñadas para que la turbina sea capaz de soportar un rechazo del 100% de la carga de los generadores de vapor sin que se produzca disparo del reactor o de la turbina. La capacidad de flujo total del sistema de bypass es del 55% del flujo de vapor de la turbina a plena carga.

4.9.2. Sistema de condensación y sistemas de alimentación

Estos sistemas se encargan de transportar el vapor ya condensado hasta los generadores de vapor. El sistema de alimentación consta de 3 bombas que funcionan al 50% de su capacidad y están movidas por turbinas dado que su funcionamiento es más fiable. Una de las características de este sistema es la redundancia que posee, asegurando la alimentación cuando alguna de las bombas no esté disponible, permaneciendo la planta al 100% de potencia, y evitando las paradas por mantenimiento. Consta además de calentadores de agua dispuestos horizontalmente en 7 etapas para fácil mantenimiento y fiabilidad.

Durante el apagado y la puesta en marcha una bomba movida por motor suministra el agua de alimentación desde el tanque de almacenamiento de agua desairado o desde el tanque de condensado. Esta bomba es capaz de proporcionar hasta un 5% del flujo total de agua de alimentación a ambos generadores de vapor. Los filtros en la línea de vapor condensado, que pueden funcionar en carga total o parcial del reactor así como en modo bypass, se encargan de mantener la química adecuada del agua durante el funcionamiento a potencia.

4.9.3. Sistemas auxiliares

Sistema de bypass de la turbina: su objetivo principal es evacuar el calor del sistema de refrigeración del reactor durante el disparo de la turbina y/o del reactor. Como se ha mencionado anteriormente puede aliviar hasta el 55% del flujo de vapor cuando el reactor está a plena potencia descargándolo enteramente al condensador.

Sistema de refrigeración abierta del edificio de la turbina: Forma parte del sistema de condensación del vapor. Se encarga de tomar agua del mar y recircularla a los cambiadores de calor de agua de refrigeración cerrada de la turbina. Este sistema no requiere la instalación de una bomba como el OPR 1000. Está diseñado de tal manera que el sistema de refrigeración abierta se encuentra conectado al sistema de agua de circulación para tomar agua del mar y descargar, la misma agua, pero a mayor temperatura, al conducto de descarga del sistema de circulación.

Sistema de vacío del condensador: Apoya el arranque de la planta y mantiene el vacío en el condensador mediante la eliminación continua de gases no condensables. El sistema cuenta con 4 bombas, cada una de ellas al 33% de su capacidad que se utilizan para crear el vacío. Estas bombas también se mantienen en funcionamiento en el modo espera durante el funcionamiento normal sin los inyectores de vapor conectados. El sistema cuenta con monitorización continua de la radiación de los gases de descarga del sistema de vacío.

4.10. Instrumentación y control

El APR1400 cuenta con un Sistema de Interfaz Hombre-Máquina (MMIS) digitalizado que abarca los Sistemas de Sala de Control y los Sistemas de Instrumentación y Control (I & C). Esto hace que posean alta funcionalidad, fácil operación y un mantenimiento rentable.

Las principales características del sistema de I & C son el uso de sistemas de control distribuido (DCS) y controladores lógicos programables (PLC) basados en microprocesadores para los sistemas de control y protección y el uso de estaciones de trabajo UNIX y PCs industriales para procesamiento de datos.

Para proteger contra fallas de modo común en software debido al uso de sistemas I & C basados en software, se usan DCS y PLCs en los sistemas redundantes para la diversidad. Para la comunicación de datos, se utiliza una red de fibra óptica de alta velocidad basada en protocolos estándar.

La ingeniería de factores humanos es un elemento esencial del diseño de la sala de control y los principios de ingeniería de factores humanos se emplean sistemáticamente para garantizar un funcionamiento seguro y sin errores. Para la finalización con éxito del proceso de diseño del MMI APR1400.

4.10.1. Sistema de protección de la planta

El sistema de protección de planta incluye los dispositivos eléctricos, electrónicos, de red y mecánicos para realizar las funciones de protección a través del sistema de protección del reactor y el sistema de actuación de seguridad. El sistema de protección del reactor es la parte del sistema de protección de la planta que actúa para disparar el reactor cuando las condiciones monitorizadas se aproximan a los límites de seguridad especificados y el sistema de actuación activa los sistemas de seguridad diseñados a través de señales al sistema de inyección de seguridad, al accionamiento del agua de alimentación auxiliar y etc.

La alta fiabilidad que tiene el sistema de protección del reactor se garantiza mediante la realización de autodiagnósticos y pruebas funcionales automáticas a través de los 4 canales independientes de los que consta. La configuración redundante y tolerante a los fallos de los controladores aumenta la fiabilidad del sistema y la capacidad de mantenimiento.

4.11. Sistema eléctrico

Las principales características del sistema de configuración eléctrico son:

- 2 fuentes independientes externas de 345 kV
- 2 generadores diésel de emergencia para proporcionar energía en caso de blackout
- Una fuente de corriente alterna para hacer frente a un apagón de la estación durante al menos 8 horas
- 4 fuentes independientes de corriente continua para cada canal del sistema de protección del reactor

4.11.1. Sistemas de alimentación eléctrica

El sistema principal consiste en un generador, un transformador principal, un transformador auxiliar y un transformador de respaldo. El generador principal se conecta a una línea de 354 kV a través del transformador principal. Los transformadores auxiliares se conectan entre el generador y el transformador principal y suministran energía a la unidad de potencia durante el arranque, en ocasiones durante operación y en el apagado del reactor. El transformador de respaldo está siempre energizado y listo para asegurar una alimentación rápida al equipo auxiliar de la planta en caso de que el transformador principal y los auxiliares no estén disponibles.

4.11.2. Sistemas relacionados con la seguridad

La energía eléctrica necesaria para los sistemas relacionados con la seguridad se suministra a través de 4 formas alternativas:

- En primer lugar, la fuente de alimentación normal, es decir, la potencia normal externa y la potencia generada en la planta
- En segundo lugar, la potencia externa en standby, es decir, la potencia externa conectada a través del transformador de reserva
- En tercer lugar, la fuente de alimentación de reserva en el sitio, es decir, dos generadores diésel
- Y finalmente, la fuente de corriente alterna

Entre estas fuentes de energía, la fuente de energía a través de los generadores diésel de emergencia es la más crucial para la seguridad del reactor y, por ello, debe estar disponible en cualquier situación. La disposición del sistema de distribución eléctrica in situ se basa en las características funcionales del equipo para garantizar la fiabilidad y la redundancia de las fuentes de alimentación. La planta tiene instalados 2 generadores diésel de emergencia situados en edificios separados, para que en caso de accidente en la zona del generador, al menos uno siga operativo; ambos están conectados a una línea eléctrica de seguridad de 4,18kV.

La fuente de corriente alterna añade más redundancia a la fuente de alimentación eléctrica de emergencia, aunque no es un sistema de seguridad como tal. La corriente alterna se proporciona para hacer frente a situaciones de pérdida de potencia exterior y apagón de la estación eléctrica de la planta que tienen un alto potencial de transitorios que conducen a accidentes graves. La fuente de corriente alterna está diseñada con suficiente capacidad como para conducir la

energía no solo por las líneas eléctricas permanentes, sino también por las líneas eléctricas de seguridad.

4.12. Residuos

4.12.1. Sistema de gestión de residuos líquidos

Este sistema está diseñado para proteger al personal de la planta, el público, medioambiente mediante la agrupación de los residuos, almacenamiento, procesamiento y monitorización de los mismos. Este sistema se compone de tanques de recogida, filtros, un subsistema avanzado de tratamiento de líquidos y bombas además de instrumentos de monitorización y control.

4.12.2. Sistema de gestión de residuos gaseosos

Se encarga de controlar las liberaciones de flujos gaseosos que entran o salen del sistema. Se compone de dos subsistemas: el subsistema de gas de proceso y el subsistema de ventilación de proceso

- Subsistema de gas de proceso: los principales gases que aparecen son el Xenón y el Kriptón como consecuencia de las fisiones del combustible que provienen del sistema del control químico y volumétrico. Para su desintegración, se utilizan camas de carbón de retardo de carbón que proporcionan el tiempo necesario para ello
- Subsistema de ventilación de proceso: este sistema está diseñado para recoger corrientes de aire de baja actividad en los conductos potencialmente contaminados de los edificios de contención, edificio auxiliar, edificio de turbina y edificio compuesto

4.12.3. Sistema de gestión de residuos sólidos

Se encarga de procesar los residuos secos y húmedos mediante resinas y filtros para su transporte a un sitio de eliminación.

4.13. Planta

El reactor APR-1400 fue diseñado basándose en el concepto de “unidad gemela” con todas las facilidades en las instalaciones que ello conlleva como por ejemplo el edificio compuesto que incluye el edificio de desechos radiactivos y el edificio de control de acceso. El edificio auxiliar, que contiene los sistemas y componentes de seguridad, se sitúa rodeando al edificio de la contención. Tanto el edificio de la contención como los edificios auxiliares se construyen sobre una losa común. Esta losa mejora la resistencia contra los seísmos, aguantando hasta que se produzca el apagado seguro del reactor con terremotos de 0,3g, y permite reducir el número de paredes entre los edificios, lo que disminuirá el coste de la planta.

El diseño está muy influenciado por consideraciones de seguridad, en particular, por la separación física del equipo para los sistemas de seguridad. Las bombas de inyección de seguridad se encuentran en el edificio auxiliar en los cuatro cuadrantes, una bomba en cada cuadrante. Esta disposición asegura la separación física de las bombas, minimizando la propagación de daños debidos al fuego, el sabotaje y las inundaciones internas. La zona del

generador diésel de emergencia también está separada y ubicada en los lados simétricamente opuestos.

La disposición de los edificios también se diseña para facilitar las tareas de mantenimiento de los equipos, considerando su reemplazo y la accesibilidad a las zonas. Los espacios de mantenimiento tienen una disposición, blindaje y flujo de aire de ventilación adecuados para que la exposición sea menor a 1mSv/año. La disposición interior de la contención está pensada para la extracción de los generadores de vapor en una sola pieza.

4.13.1. Edificio de la contención

Al ser un reactor PWR el edificio del reactor coincide con la contención. Es una estructura cilíndrica fabricada de hormigón armado, igual que las estructuras internas, con revestimiento interno de acero. Alberga en su interior el reactor, los generadores de vapor, presionador, tuberías de refrigeración, el IRWST, y parte de los sistemas auxiliares. Está diseñado para soportar todas las cargas tanto internas como externas que se espera que se produzcan durante la vida de la planta.

La disposición interior del edificio de contención está diseñada para cumplir con los requisitos para todas las condiciones de operación y mantenimiento previstas, incluyendo el manejo de combustible nuevo y usado. Hay 4 niveles principales en la contención que van desde el nivel más bajo, llamado sótano, hasta el nivel más alto, llamado piso de operación.

La escotilla por donde se introducen los equipos está al nivel del piso operativo y tiene un diámetro de 7,8m. Este tamaño permite la instalación o extracción de los generadores de vapor en una sola pieza mediante un puente grúa situado en la pared de la contención. El acceso del personal a la contención se puede realizar desde el piso de operación o desde la planta de elevación.

La contención es un edificio cilíndrico de hormigón pretensado con un diámetro interior de 47,5m y una cúpula superior semiesférica. No existen conexiones estructurales entre la contención y los edificios adyacentes más allá de las penetraciones y sus soportes. Las cargas laterales que aparecen durante los terremotos son transmitidas a la losa de hormigón sobre la que se sustenta parte de la planta, únicamente a través del hormigón armado.

4.13.2. Edificio de la turbina

El edificio de la turbina alberga la turbina generadora, los sistemas de condensación (entre ellos el propio condensador), los precalentadores, los sistemas de alimentación y otros sistemas asociados a la producción de potencia. El edificio de la turbina se simplifica para facilitar su construcción. A su vez, facilita las tareas de mantenimiento centralizando el sistema de filtrado de gases, separando las instalaciones que proveen de energía eléctrica al edificio y reorganizando las entradas. Hay 4 niveles principales: el sótano, nivel de suelo, nivel de operación y nivel del desaireador.

El edificio de la turbina está clasificado como no relacionado con la seguridad. No posee ninguna conexión estructural con otros edificios de la planta a excepción de una conexión sísmica con el edificio auxiliar de conexión eléctrica para el alivio de las cargas laterales. Está diseñado de tal manera que, ante un terremoto que provoque el apagado de seguridad, su fallo no provoca el fallo en las estructuras relacionadas con la seguridad. La orientación de la turbina es de tal

manera que el lado de alta presión es el más cercano a la contención lo que permite la optimización de las rutas de tuberías y cables. Esta disposición minimiza también el riesgo de daños a equipos relacionados con la seguridad en caso de que los alabes se desprendan. El tanque de agua del sistema de purga se ha trasladado al edificio auxiliar, ya que las vibraciones de la turbina durante transitorios provocaban la pérdida de calibración de los instrumentos necesarios.

Otras consideraciones que se tuvieron en cuenta a la hora del diseño fueron:

- El tamaño de álabe de la última etapa en la turbina de baja presión
- Reubicación de los intercambiadores de calor del sistema de refrigeración cerrado de la turbina
- Reubicación de la sala de muestras secundaria al edificio compuesto
- Simplificación del contorno de la superestructura

4.13.3. Edificio auxiliar

El edificio auxiliar rodea completamente la contención y se encuentra, al igual que esta, sobre la losa que aumenta la resistencia ante seísmos. Para asegurar la seguridad y fiabilidad, el edificio auxiliar está diseñado para mejorar la separación física en los casos de inundaciones internas y propagación de incendios.

El edificio auxiliar cuenta con las bombas e intercambiadores de calor para el sistema de inyección de seguridad y sistema de evacuación del calor residual. Además, los tanques de agua de alimentación auxiliar y la sala de control principal están ubicados en este edificio. Para la conveniencia de operación y mantenimiento, hay un área de servicio de estacionamiento en el edificio auxiliar para trabajos de instalación delante la compuerta exterior de la contención.

La sala de los generadores diésel está construida en el edificio auxiliar. El área del generador diésel se encuentra al nivel del suelo. Los tanques de almacenamiento de combustible están ubicados a cada lado del edificio. Los generadores diésel están organizados como entidades separadas con sistemas dedicados, incluyendo suministro de aire, sistemas de escape y sistemas de refrigeración, de manera que sean totalmente independientes entre sí en todos los aspectos con el resto de elementos de la planta. Las áreas de los generadores están dispuestas para proporcionar zonas de mantenimiento de rutina y espacio de acceso de modo que el trabajo en un solo generador no afectará la operatividad del otro.

4.13.4. Edificio compuesto

Este edificio está diseñado para ser compartido entre 2 unidades y está clasificado como no relacionado con la seguridad. Las principales partes que forman el edificio compuesto son la zona de tratamiento del combustible gastado y la zona de control de acceso. Además, cuenta con un laboratorio secundario y una zona de muestreos y el taller de maquinaria no operativa.

Al contener dentro del edificio un pequeño tratamiento para los residuos radiactivos, la protección se ubica en todas aquellas zonas donde es necesaria. Por otra parte, el edificio está diseñado para soportar fenómenos de la naturaleza acomodando los residuos de tal manera que

se asegure que no hay escape o derramamiento de estos dentro del edificio. El control de acceso se realiza en la planta baja y no hay interconexión estructural con otros edificios.

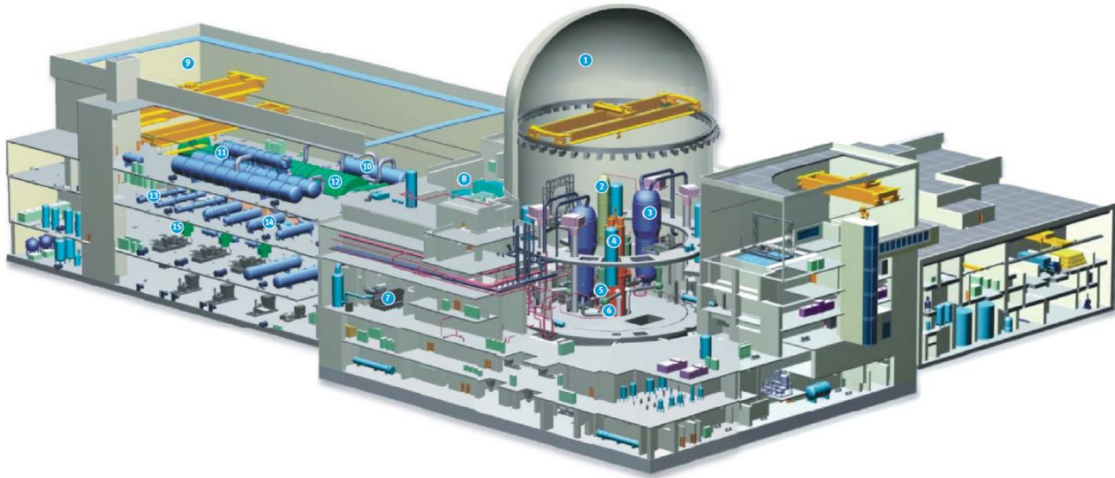


Figura 12: Reactor APR-1400

1	Edificio de la contención
2	Presionador
3	Generadores de vapor
4	Tanque de inyección de seguridad
5	Bomba de refrigeración del reactor
6	Vasija
7	Generadores diésel
8	Sala de control principal
9	Edificio de la turbina
12	Turbina

Tabla 29: Elementos principales del APR-1400

5. Comparativa

5.1. Generalidades de la planta

	EPR	APR-1400
Diseño	AREVA	KEPCO/KHNP
Tipo de reactor	Reactor de agua a presión	Reactor de agua a presión
Moderador	Agua ligera	Agua ligera
Refrigerante del primario	Agua ligera	Agua ligera
Refrigerante del secundario	Agua ligera	Agua ligera
Espectro neutrónico	Neutrones térmicos	Neutrones térmicos
Lazos	4	2
Ciclo	Rankine	Rankine
Modo de operación	Carga base y seguimiento de carga	Carga base y seguimiento de carga
Potencia térmica	4590 MWth	3893 MWth
Potencia eléctrica	1770 MWe	1455 MWe
Potencia eléctrica neta	1650 MWe	1400 MWe
Rendimiento de la planta	36 %	35,1 %
Vida útil de la planta	60 años	60 años
Disponibilidad de la planta	>92 %	>90 %
Sismo en base de diseño	0,25 g	0,3 g

Tabla 30: Comparativa de las plantas

5.2. Objetivos de seguridad

	EPR	APR-1400
Frecuencia de daño al núcleo	$< 10^{-6}$ /año	$< 10^{-5}$ /año
Frecuencia de gran liberación temprana	$< 10^{-7}$ /año	$< 10^{-6}$ /año
Exposición de los trabajadores a la radiación	$< 0,35$ Sv – Persona/año	< 1 Sv – Persona/año
Disparos inesperados	< 1 /año	$< 0,8$ /año
Tiempo mínimo de funcionamiento de los generadores de emergencia	8 horas	8 horas

Tabla 31: Comparativa de los objetivos de seguridad

5.3. NSSS

	EPR	APR-1400
Flujo de vapor en condiciones nominales	2604 Kg/s	1130,83 Kg/s
Temperatura del vapor	313,7°C	285°C
Presión del vapor	7,72 MPa	6,9 MPa
Flujo de alimentación en condiciones nominales	2630 Kg/s	1134 Kg/s

Temperatura de alimentación del vapor	230°C	232,2 °C
---------------------------------------	-------	----------

Tabla 32: Comparativa del sistema de suministro de vapor

5.4. Sistema de refrigeración del reactor

	EPR	APR-1400
Caudal de refrigerante del primario	33978 Kg/s	20991 Kg/s
Presión de operación	15,5 MPa	15,5 MPa
Temperatura del refrigerante a la entrada de la vasija	295,9°C	290,6°C
Temperatura del refrigerante a la salida de la vasija	327,2°C	323,9°C

Tabla 33: Comparativa del sistema de refrigeración

5.5. Núcleo del reactor

	EPR	APR-1400
Altura activa del núcleo	4,2 m	3,81 m
Tasa de calor lineal	16,67 kW/m	18,38 kW/m
Combustible	UO_2 , MOX	UO_2
Capacidad de carga de MOX	50%	33%
Quemado del combustible	60 MWd/Kg	44,6 MWd/Kg
Diámetro de las barras de combustible	9,5 mm	9,5 mm
Tamaño del elemento combustible	17x17	16x16
Elementos combustibles	241	241
Barras de combustible	265	236
Tubos de guía	24	20
Barras de control	89	76
Enriquecimiento	4,95 % en peso	4,09 % en peso
Ciclo combustible	24 meses	18 meses
Veneno consumible	Gd_2O_3	Gd_2O_3
Material de las barras de control	AIC, B_4C	AIC/ B_4C
Captador de neutrones soluble	H_3BO_3	B

Tabla 34: Comparativa del núcleo del reactor

5.6. Vasija

	EPR	APR-1400
Diámetro interno del casquillo cilíndrico	4870 mm	4655 mm
Espesor de la pared de la envoltura	250 mm	284 mm
Presión de diseño	17,6 MPa	17,2 MPa
Temperatura de diseño	351°C	343,3°C
Material base	16MND5	SA508
Altura total	13083 mm	14800 mm
Peso de transporte	520 t	573 t

Tabla 35: Comparativa de la vasija

5.7. Generadores de vapor

	EPR	APR-1400
Tipo	Tubos en U con economizador axial	Tubos verticales en U con economizador integral
Número	4	2
Área total de intercambio	7960 m ²	15205 m ²
Numero de tubos	5980	13102
Diámetro exterior del tubo	19 mm	19,05 mm
Material del tubo	Inconel 690	SB-163 aleación 690
Peso de transporte	550 t	832,7

Tabla 36: Comparativa de los generadores de vapor

5.8. Bombas de refrigeración del reactor

	EPR	APR-1400
Tipo	Juntas de eje	Monoetapa centrífuga
Número	4	4
Velocidad de giro	1500 rpm	1190 rpm
Caudal en condiciones nominales	7,87 m ³ /s	7,67 m ³ /s

Tabla 37: Comparativa de las bombas de refrigeración del primario

5.9. Presionador

	EPR	APR-1400
Volumen total	75 m ³	67,96 m ³
Volumen de vapor a plena carga	35 m ³	31,16 m ³
Volumen de vapor en parada caliente	50 m ³	48,25 m ³
Potencia de calentamiento de los calentadores	2600 kW	2400 kW

Tabla 38: Comparativa del presionador

5.10. Contención

	EPR	APR-1400
Tipo	Hormigón pretensado	Hormigón pretensado
Forma	Cilíndrica	Cilíndrica
Diámetro	46,8 m	45,72 m
Altura	57,5 m	76,66 m
Presión de diseño	0,55 MPa	0,515 MPa
Temperatura de diseño	170°C	143,33°C
Velocidad de fuga de diseño	0,3 % en volumen/día	0,15 % en volumen/día

Tabla 39: Comparativa de la contención

5.11. Turbina

	EPR	APR-1400
--	------------	-----------------

Secciones de alta presión	1	1
Secciones de media presión	1	0
Secciones de baja presión	3	3
Velocidad de giro	1500 rpm	1800 rpm
Frecuencia	50 Hz	60 Hz
Presión de entrada a la turbina de alta	7,55 MPa	6,63 MPa
Temperatura de entrada a la turbina de alta	290°C	282,2°C

Tabla 40: Comparativa de la turbina

6. Conclusiones

Tras el estudio en detalle de los elementos principales que componen este TFG se pueden extraer una serie de conclusiones que se exponen a continuación.

Los Emiratos Árabes Unidos cuentan con una alta riqueza en sus yacimientos de petróleo y gas natural, que les permiten estar a la cabeza tanto en reservas mundiales como en exportaciones.

El alto consumo energético viene dado principalmente por la riqueza del país, de sus ciudadanos y de la cantidad de empresas e inversiones extranjeras con las que cuenta el país.

- Consumo industrial: El sector industrial es uno de los que más aporta al PIB del país, y por lo tanto su consumo va en consonancia representando alrededor del 70% del consumo energético de los EAU. Dentro de este sector, las empresas que más demandan son aquellas que se dedican a la minería del petróleo y gas natural
- Consumo doméstico: La energía demandada se utiliza en gran parte para aires acondicionados o refrigeración, estando su consumo entre el 45-60%, siendo para luz apenas el 7%. Esta gran demanda de aires acondicionados es ocasionada por la climatología del país (humedad y temperatura)

El desarrollo de las energías renovables es donde los EAU están desarrollando grandes esfuerzos mediante grandes inversiones. Como consecuencia de la alta cantidad de horas de sol al año, uno de las tecnologías renovables más implantadas y desarrolladas en el país es la energía de origen solar, con grandes plantas ya construidas y varias más planificadas.

La necesidad de implantar un programa de energía nuclear civil viene como consecuencia de las necesidades futuras de la población, ya que, llegado el momento estas no podrían ser sostenidas con gas natural (inviable económicamente) o con la quema de combustibles fósiles como el carbón o el petróleo, que abarataría costes, pero sería medioambientalmente inviable. La implantación de energías renovables no sería suficiente para satisfacer gran parte de la demanda, debido a que se necesitan instalaciones solares de gran tamaño para poder producir cantidades de energía que no llegarían al 10% de la demanda con un gran coste de inversión.

La selección de KEPCO como contratista principal se realizó en baso a dos motivos principales:

- Por un lado, el tiempo de construcción. AREVA prometió los reactores de Olkiluoto y Flamanville en 4 años desde la fecha de inicio de la construcción, algo que no ha podido cumplir por diversos motivos estando los reactores todavía inacabados con más de 10 años de trabajo. KEPCO puso la construcción de sus reactores en 5 años, y, cuando fue seleccionado como contratista principal, los plazos de construcción se estaban cumpliendo en Shin-Kori 3, aunque después se destapo la falsificación de documentos que afectó levemente a Barakah
- Otro factor principal y, probablemente el más relevante, fue el coste. Cuando ENEC seleccionó contratista, el precio de los reactores EPR en construcción rondaba los 8.000 millones de dólares, muy por encima de los 4.100 millones de dólares establecidos por AREVA. En cambio, la construcción de dos unidades del APR en Kori, tenían un precio inicial de 6.300 millones de dólares, que aumentó hasta los 7.100 millones de dólares debido a la reinstalación del sistema de control. El precio unitario por reactor es más

elevado en Barakah, debido principalmente a la exportación de la tecnología y a las modificaciones en el diseño para adaptarse al clima de los Emiratos

Otros motivos secundarios que favorecían la elección del APR-1400 fueron:

- Los EAU no contaban con energía nuclear previa y el APR-1400 se adapta perfectamente a estas características en cuanto a sencillez del reactor
- En relación con lo anterior, la operación del APR-1400 es más sencilla que la del EPR que a priori era el más avanzado
- KEPCO ofreció ayuda a ENEC mediante el envío de profesionales coreanos del sector nuclear a la planta de Barakah y se comprometió a formar a los futuros operadores de la central

7. Países emergentes en energía nuclear

Más de 45 países que no poseen energía de tipo nuclear, están considerando el desarrollo de programas civiles. Entre ellos hay tanto países con economías asentadas y sofisticadas como países en vías de desarrollo. Actualmente el desarrollo de estos planes está previsto en 20 países y otros 20 más los están considerando y no necesariamente las organizaciones gubernamentales.

Europa	MENA	África	Centro y Sur de América	Centro, Este y Sur de Asia	Sudeste asiático
Italia	EAU	Nigeria	Cuba	Azerbaiyán	Indonesia
Albania	Arabia Saudí	Ghana	Chile	Georgia	Filipinas
Serbia	Qatar	Senegal	Ecuador	Kazajistán	Vietnam
Croacia	Kuwait	Kenia	Venezuela	Mongolia	Tailandia
Portugal	Yemen	Uganda	Bolivia	Bangladesh	Laos
Noruega	Israel	Tanzania	Perú	Sri Lanka	Camboya
Bielorrusia	Siria	Zambia	Paraguay	Corea del Norte	Malasia
Estonia	Jordania	Namibia			Singapur
Letonia	Egipto				Myanmar
Irlanda	Túnez				Australia
Turquía	Libia				Nueva Zelanda
Lituania	Algeria				
	Marruecos				
	Sudan				

Tabla 41: Países considerando el desarrollo de programas nucleares

7.1. Bielorrusia

Este país junto con los Emiratos Árabes, son los únicos en el mundo que cuentan con reactores en construcción actualmente. La central ha sido financiada con fondos Rusos, mismo país de origen que la empresa que está construyendo la planta, Atomstroyexport. La central contara con 2 reactores que suministrarán una potencia de 2400 MWe y la fecha prevista para el inicio de la operación comercial es 2018.

Bielorrusia importa el 90% de gas natural de Rusia. La construcción de la central nuclear permitiría obtener un 25-30% de los requerimientos energéticos, reduciendo las importaciones de gas natural.

El plan para la construcción de la central fue aprobado en 2006. Las empresas Atomstroyexport, AREVA, Westinghouse-Toshiba ofrecieron sus reactores al gobierno. El EPR fue descartado por ser un proyecto demasiado grande para un país que se iniciaba en la energía nuclear y Westinghouse-Toshiba no proporcionaron la información requerida por el gobierno en cuanto a plazos de construcción, por ello, se seleccionó Atomstroyexport como contratista principal por un precio de 9.000 millones de dólares.

La construcción de la Unidad 1 comenzó en 2013 pero no fue hasta mediados de 2014 que se emitió la licencia de construcción. La licencia de construcción de la Unidad 2 se emitió en Febrero

de 2014 y su construcción comenzó en Mayo. La operación de la Unidad 1 de Ostrovets se espera para 2018 mientras que la segunda unidad está prevista para 2020.

Respecto a los residuos radiactivos de bajo y medio nivel se almacenarán en la planta durante 10 años y después serán almacenados en unas instalaciones adecuadas para ello que se construirán en el país a partir de 2028. Los residuos de alto nivel se almacenarán cerca de la planta durante toda su vida útil aunque el combustible usado vuelva a Rusia.

	Reactor	Potencia	Inicio de construcción	Inicio de operación comercial
Ostrovets 1	VVER-1200/491	1200	Noviembre 2013	Noviembre 2018
Ostrovets 2	VVER-1200/491	1200	Mayo 2014	2020

Tabla 42: Reactores en construcción en Bielorrusia

7.2. Italia

Italia es el único país del G8 que no cuenta con energía nuclear cerrando sus últimos 2 reactores operativos en 1990 tras el accidente que tuvo lugar en Chernobyl. Anteriormente había cerrado otras 2 plantas sin llegar a cumplir la vida útil del reactor.

El plan del gobierno sobre la energía nuclear era que para 2030 el 25% de la energía demandada fuera de origen nuclear. Para ello, la multinacional italiana Enel, que produce la mayoría de energía consumida en Italia, llegó a un acuerdo con la francesa EDF por el cual, la empresa francesa, podía participar en la construcción y operación de las futuras centrales Italianas. En 2009 crearon una empresa conjunta con el objetivo de estudiar la viabilidad de la construcción de 4 reactores tipo EPR. Se esperaba la licencia en 2011, la licencia de construcción en 2013, el comienzo de la construcción en 2015 y la entrada en operación en 2020.

Todo este proyecto fue rechazado en el referéndum del 2011, tras el accidente de Fukushima. Tras este referéndum, y el conocimiento de que los costes de construcción de la central de Flamanville-3 de cuya construcción se encarga en parte EDF, Enel se retiró del acuerdo en 2012. Actualmente el 10% de la energía consumida en el país es de origen nuclear, toda importada.

Ha día de hoy, el desarrollo de programas nucleares en Italia está paralizado y es un tema de controversia entre los que ven la alta dependencia del país de las importaciones de energía, ya sea en forma de combustible, o directamente como electricidad, así como de las fluctuaciones del precio y la disponibilidad de fuentes de energía; y entre los que tienen muy presente el desastre nuclear de Fukushima-Daiichi.

7.3. Arabia Saudí

En 2009 Arabia Saudí expuso su interés en desarrollar un programa nuclear civil para generar electricidad, producir agua desalada y reducir la dependencia de los hidrocarburos.

La Ciudad del Rey Abdullah para la Energía Atómica y Renovable (KA-CARE) fue establecida en Riyadh para avanzar con este proyecto como alternativa al petróleo y ser el organismo para los tratados sobre la energía nuclear.

En Junio de 2011 el coordinador de KA-CARE expuso la idea de Arabia Saudí de construir 16 reactores nucleares durante los siguientes 20 años con un coste de 80.000 millones de dólares que proporcionarían el 15% de la demanda eléctrica del país en 2040.

En Septiembre de 2013, Toshiba/Westinghouse y GE Hitachi Nuclear Energy firmaron sendos contratos con Exelon Nuclear Partners para llevar a cabo la construcción de reactores nucleares junto con KA-CARE. GEH propone sus reactores de tercera generación ABWR y ESBWR mientras que Toshiba/Westinghouse propone AP1000 y su versión del ABWR. AREVA y EDF han firmado acuerdos también con la Empresa Global de Energía de Arabia Saudí para el estudio de viabilidad de reactores EPR en el país.

Los Reactores Modulares también son una opción para Arabia Saudí que pretende instalarlos en las plantas de desalinización. En 2016 comenzó la construcción del reactor CAREM de Argentina.

Además de la construcción de estos reactores, los proyectos de Arabia Saudí para 2040 son reducir la generación de energía a través de los hidrocarburos al 50% de su demanda, generar 123 GWe a través de energía solar y generar 9 GWe de origen eólico destinados principalmente a la desalinización de agua.

7.4. Australia

Actualmente Australia cuenta con el 33% de las reservas de uranio en el mundo y es el tercer productor de mineral de uranio por detrás de Canadá y Kazajistán.

A pesar de esto, y de que Australia cuenta con una gran infraestructura para apoyar cualquier futuro programa de energía nuclear solo posee y gestiona un reactor moderno de investigación de 20MWt llamado OPAL. El único motivo que mueve a Australia a implantar programas de energía nuclear es la reducción de emisiones de CO₂, ya que su estructura energética se basa en las grandes cantidades de carbón de las que dispone y el gas natural. La sustitución de 8000 MWe de carbón por la misma cantidad de energía nuclear ahorrarían 50 millones de toneladas de CO₂.

A pesar de la necesidad de reducir estas emisiones, Australia cuenta con varias leyes que impiden la consideración de energía nuclear para el país: la Ley de Minería y de instalaciones nucleares, la Ley de Protección Ambiental y Conservación de la Biodiversidad y la Ley Australiana de Protección contra Radiación y Seguridad Nuclear (ARPANS). Esta última Ley establece lo siguiente: “Ninguna de las disposiciones de esta Ley será adoptada para autorizar la construcción u operación de cualquiera de las siguientes instalaciones nucleares:

- A. Una planta de fabricación de combustible nuclear
- B. Una central nuclear
- C. Una planta de enriquecimiento
- D. Una instalación de reprocesamiento.”

El reactor de investigación OPAL fue puesto en funcionamiento en 2006 como una fuente de neutrones moderna, potente y eficaz. Es un reactor de piscina abierta que utiliza uranio enriquecido a menos del 20% de diseño muy compacto para maximizar el flujo neutrónico. Alrededor del núcleo se sitúa un reflector que contiene agua pesada. El haz de neutrones y la zona de irradiación están situadas dentro del reflector asegurando así una zona de alto flujo neutrónico. Este reactor se puede utilizar para medir propiedades de ciertos materiales e incluso para uso médico.

8. Bibliografía

- AREVA. (2016). AREVA. Obtenido de AREVA: <http://www.areva.com/>
- Ashley, S. (Julio de 2014). *Fuel cycle modelling of open cycle thorium-fuelled nuclear energy systems*. Obtenido de ScienceDirect: <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0306454914000607>
- Centenera, Í. G. (s.f.). *Sistemas de Salvaguardia en Reactores EPR*. Madrid: Escuela Técnica Superior de Ingenieros de Mina y Energía.
- Comsan, M. (2007). STATUS OF NUCLEAR POWER REACTOR DEVELOPMENT. *6th Conference on Nuclear and Particle Physics*, (pág. 11). Luxor, Egypt.
- EAU Ministerio de la Energía. (2016). *UAE State of Energy Report 2016*. Abu Dabi: EAU Ministerio de la Energía.
- Embajada de los EAU. (UAE Embassy in Washington). *Peaceful Nuclear Energy*. Obtenido de Embajada de los EAU en Washington: <http://www.uae-embassy.org/about-uae/energy/peaceful-nuclear-energy>
- ENEC. (2016). *About Us*. Obtenido de ENEC: <https://www.enec.gov.ae/about-us/corporate-information/mission-and-vision/>
- ENEC. (2016). *Our Site*. Obtenido de ENEC: <https://www.enec.gov.ae/barakah-npp/site/>
- FANR. (2015). *Annual Report 2015*. Abu Dabi: Ministerio de Asuntos Presidenciales.
- FANR. (s.f.). *About FANR*. Obtenido de FANR: <https://www.fanr.gov.ae/en/about-us/about-fanr>
- Gobierno de los EAU. (2009). *Policy of the United Arab Emirates on the Evaluation and Potential Development Peaceful Nuclear Energy*. Abu Dabi: Gobierno de los EAU.
- IAB. (2016). *Thirteenth Semi-Annual Report 2016*. IAB.
- IAEA. (4 de Abril de 2011). *Status report 78 - The Evolutionary Power Reactor (EPR)*. Obtenido de IAEA: <https://aris.iaea.org/PDF/EPR.pdf>
- IAEA. (4 de Noviembre de 2011). *Status report 83 - Advanced Power Reactor 1400 MWe (APR1400)*. Obtenido de IAEA: <https://aris.iaea.org/PDF/APR1400.pdf>
- IAEA. (2013). *UNITED ARAB EMIRATES*. Obtenido de IAEA: <https://cnpp.iaea.org/countryprofiles/UnitedArabEmirates/UnitedArabEmirates.htm>
- IAEA. (s.f.). *Advanced Reactors Information System (ARIS)*. Obtenido de IAEA: <https://aris.iaea.org/sites/PWR.html>
- ICEX. (2015). *Emiratos Árabes Unidos*. Dubai: Ministerio de Economía y Competitividad.

- Kim, H.-G. (2009). THE DESIGN CHARACTERISTICS OF ADVANCED POWER REACTOR 1400. *International Conference on Opportunities and Challenges for Water Cooled Reactors in the 21th Century*, (pág. 21). Viena.
- Kim, H.-G. (2012). *The Design Characteristics of Advanced Power Reactor 1400*. Corea: IAEA.
- Masdar Institute & IRENA. (2015). *Renewable Energy Prospects: United Arab Emirates*. Abu Dabi: IRENA.
- NORTON ROSE FULBRIGHT. (Enero de 2011). *Renewable energy in the United Arab Emirates*. Obtenido de NORTON ROSE FULBRIGHT:
<http://www.nortonrosefulbright.com/knowledge/publications/33580/renewable-energy-in-the-united-arab-emirates#section2>
- Oficina de Información Diplomática. (2014). *Emiratos Árabes Unidos*. Ministerio de Asuntos Exteriores y de Cooperación.
- Oxford Business Group. (s.f.). *Abu Dhabi turns to managing energy demand and diversification*. Obtenido de Oxford Business Group:
<https://www.oxfordbusinessgroup.com/overview/stable-supply-while-efforts-diversify-energy-mix-are-ongoing-emphasis-now-more-effective-demand>
- Pérez, O. G. (2015). UN FUTURO MEDIOAMBIENTAL INCIERTO PARA LOS EMIRATOS ÁRABES UNIDOS. *DELOS: Desarrollo Local Sostenible*. Obtenido de
<http://www.eumed.net/rev/delos/24/residuos.html>
- Petch, N. (12 de Octubre de 2016). *The UAE's Clean Energy Sector: Opportunities Aplenty For Entrepreneurs*. Obtenido de Entrepreneur:
<https://www.entrepreneur.com/article/283581>
- Rosner, S. M. (2011). *Nuclear Reactors: Generation to Generation*. Obtenido de American Academy of Arts & Sciences: <http://www.amacad.org/pdfs/nuclearreactors.pdf>
- TAQA. (s.f.). *United Arab Emirates*. Obtenido de TAQA: <https://www.taqaglobal.com/our-regions/united-arab-emirates/overview>
- TVO. (2016). *OL3*. Obtenido de TVO: http://www.tvofi/OL3_3
- U.S.NRC. (11 de Septiembre de 2009). *U.S. EPR Application Documents*. Obtenido de U.S.NRC: <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/epr/reports.html>
- U.S.NRC. (23 de Diciembre de 2014). *APR1400 Design Control Document and Environmental Report*. Obtenido de U.S.NRC: <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/design-cert/apr1400/dcd.html>
- UAEInteract. (s.f.). *SOCIEDAD*. Obtenido de UAEInteract:
<http://www.uaeinteract.com/spanish/society/>
- UK-EPR. (s.f.). *SUB-CHAPTER B.3 COMPARISON TABLE –COMPARISON WITH REACTORS OF SIMILAR DESIGN (N4 AND KONVOI)*. UK-EPR. Obtenido de UK-EPR.
- Wikipedia. (Agosto de 2016). *Emirates Nuclear Energy Corporation*. Obtenido de Wikipedia:
https://en.wikipedia.org/wiki/Emirates_Nuclear_Energy_Corporation

- Wikipedia. (14 de Septiembre de 2016). *Nuclear power in Finland*. Obtenido de Wikipedia:
https://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_power_in_Finland
- Wikipedia. (10 de Julio de 2016). *Nuclear power in South Korea*. Obtenido de Wikipedia:
https://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_power_in_South_Korea
- Wikipedia. (26 de Agosto de 2016). *Nuclear power in the United Arab Emirates*. Obtenido de Wikipedia:
https://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_power_in_the_United_Arab_Emirates
- Wikipedia. (25 de Enero de 2017). *Barakah nuclear power plant*. Obtenido de Wikipedia:
https://en.wikipedia.org/wiki/Barakah_nuclear_power_plant
- Wikipedia. (29 de Enero de 2017). *EPR (nuclear reactor)*. Obtenido de Wikipedia:
[https://en.wikipedia.org/wiki/EPR_\(nuclear_reactor\)](https://en.wikipedia.org/wiki/EPR_(nuclear_reactor))
- Wikipedia. (30 de Enero de 2017). *Hinkley Point C nuclear power station*. Obtenido de Wikipedia: https://en.wikipedia.org/wiki/Hinkley_Point_C_nuclear_power_station
- Wikipedia. (18 de Enero de 2017). *Kori Nuclear Power Plant*. Obtenido de Wikipedia:
https://en.wikipedia.org/wiki/Kori_Nuclear_Power_Plant
- Wikipedia. (18 de Enero de 2017). *Olkiluoto Nuclear Power Plant*. Obtenido de Wikipedia:
https://en.wikipedia.org/wiki/Olkiluoto_Nuclear_Power_Plant
- Wikipedia. (Enero de 2017). *United Arab Emirates*. Obtenido de Wikipedia:
https://en.wikipedia.org/wiki/United_Arab_Emirates
- World Nuclear Association. (Diciembre de 2016). *Australia's Uranium*. Obtenido de World Nuclear Association: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/australia.aspx>
- World Nuclear Association. (29 de Septiembre de 2016). *Nuclear Power in Belarus*. Obtenido de World Nuclear Association: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/belarus.aspx>
- World Nuclear Association. (Julio de 2016). *Nuclear Power in Italy*. Obtenido de World Nuclear Association: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/italy.aspx>
- World Nuclear Association. (Diciembre de 2016). *Nuclear Power in South Korea*. Obtenido de World Nuclear Association: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/south-korea.aspx>
- World Nuclear Association. (Octubre de 2016). *Nuclear Power in the United Arab Emirates*. Obtenido de World Nuclear Association: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-t-z/united-arab-emirates.aspx>
- World Nuclear Association. (Enero de 2017). *Advanced Nuclear Power Reactors*. Obtenido de World Nuclear Association: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/advanced-nuclear-power-reactors.aspx>

- World Nuclear Association. (17 de Enero de 2017). *Emerging Nuclear Energy Countries*.
Obtenido de World Nuclear Association: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/others/emerging-nuclear-energy-countries.aspx>
- World Nuclear Association. (31 de Enero de 2017). *Nuclear Power in Finland*. Obtenido de World Nuclear Association: <http://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/finland.aspx>
- World Nuclear Association. (Enero de 2017). *Small Nuclear Power Reactors*. Obtenido de World Nuclear Association: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx>
- World Nuclear News . (23 de Junio de 2016). Construction permits for two more Shin Kori units. Londres, Reino Unido.
- World Nuclear News. (5 de Octubre de 2009). UAE adopts nuclear law. Londres, Reino Unido.
- World Nuclear News. (29 de Diciembre de 2009). UAE picks Korea as nuclear partner. Londres, Reino Unido.
- World Nuclear News. (19 de Julio de 2012). Construction under way at Barakah. Londres, Reino Unido.
- World Nuclear News. (15 de Agosto de 2012). UAE awards nuclear fuel contracts. Londres, Reino Unido.
- World Nuclear News. (1 de Septiembre de 2014). Olkiluoto 3 startup pushed back to 2018. Londres, Reino Unido.
- World Nuclear News. (3 de Septiembre de 2015). Flamanville EPR timetable and costs revised. Londres, Reino Unido.
- World Nuclear News. (17 de Septiembre de 2015). Steam generators installed at Barakah 2. Londres, Reino Unido.
- World Nuclear News. (25 de Julio de 2016). Agreement assures Korean expert support for UAE plant operations. Londres, Reino Unido.
- World Nuclear News. (5 de Enero de 2016). First criticality for Shin Kori 3. Londres, Reino Unido.
- World Nuclear News. (20 de Diciembre de 2016). First Korean APR-1400 enters commercial operation. Londres, Reino Unido.
- World Nuclear News. (1 de Noviembre de 2016). First nuclear generation purchase agreement for UAE. Londres, Reino Unido.
- World Nuclear News. (14 de Enero de 2016). Olkiluoto 3 begins instrumentation and control tests. Londres, Reino Unido.
- World Nuclear News. (17 de Agosto de 2016). Steam generators installed at third Barakah unit. Londres, Reino Unido.
- World Nuclear News. (21 de Julio de 2016). Third Barakah reactor vessel in place. Londres, Reino Unido.

World Nuclear News. (9 de Enero de 2017). Construction milestones for Barakah 3 and 4.
Londres, Reino Unido.

9. Desarrollo

9.1. Metodología

Para la realización de este TFG es indispensable la búsqueda de información. Al componerse fundamentalmente en tres partes muy teóricas, se ha seguido la misma metodología para las tres:

EAU	EPR	APR-1400
<ul style="list-style-type: none">• Búsqueda de información• Documentacion• Estudio	<ul style="list-style-type: none">• Búsqueda de información• Documentación• Estudio	<ul style="list-style-type: none">• Búsqueda de información• Documentación• Estudio

- Búsqueda de información: La necesidad de tener datos ha hecho imprescindible buscarlos por numerosas páginas web de entidades oficiales, así como de otro tipo de páginas de información centradas en la tecnología nuclear
- Documentación: Tras el proceso anterior, la cantidad de datos era demasiado grande y ha sido necesario un tiempo para filtrar dicha información y extraer la que realmente es de utilidad
- Estudio: Por último, una vez se habían obtenido los datos de relevancia, se han plasmado en este documento para desarrollar el TFG

9.2. Planificación temporal

A continuación, se muestra la estructura temporal del presente Trabajo de Fin de Grado. Se ha realizado una tabla con las actividades desarrolladas y el espacio temporal que han acarreado. Se tienen en cuenta también el cese del desarrollo del trabajo en ciertos periodos de tiempo. Tras esto, se muestra un diagrama de Gantt donde se recogen los datos expuestos en la tabla:

Actividad	Número de actividad	Fecha de inicio	Fecha de finalización	Duración (días)
Introducción	1	10/02/2016	06/03/2016	10
Búsqueda de información EPR	2	06/03/2016	05/04/2016	7
Documentación EPR	3	05/04/2016	25/04/2016	10
Estudio EPR	4	10/09/2016	30/10/2016	15
Búsqueda de información APR	5	30/10/2016	07/12/2016	4
Documentación APR	6	07/12/2016	09/12/2016	2

Estudio APR	7	07/12/2016	12/12/2016	5
Búsqueda de información EAU	8	12/12/2016	22/12/2016	20
Documentación EAU	9	22/12/2016	01/01/2017	7
Estudio EAU	10	22/12/2016	29/01/2017	30
Elaboración del documento	11	10/02/2016	05/02/2017	50
Maquetación/Revisión	12	30/01/2017	05/02/2017	7

Tabla 43: Estructura temporal del TFG

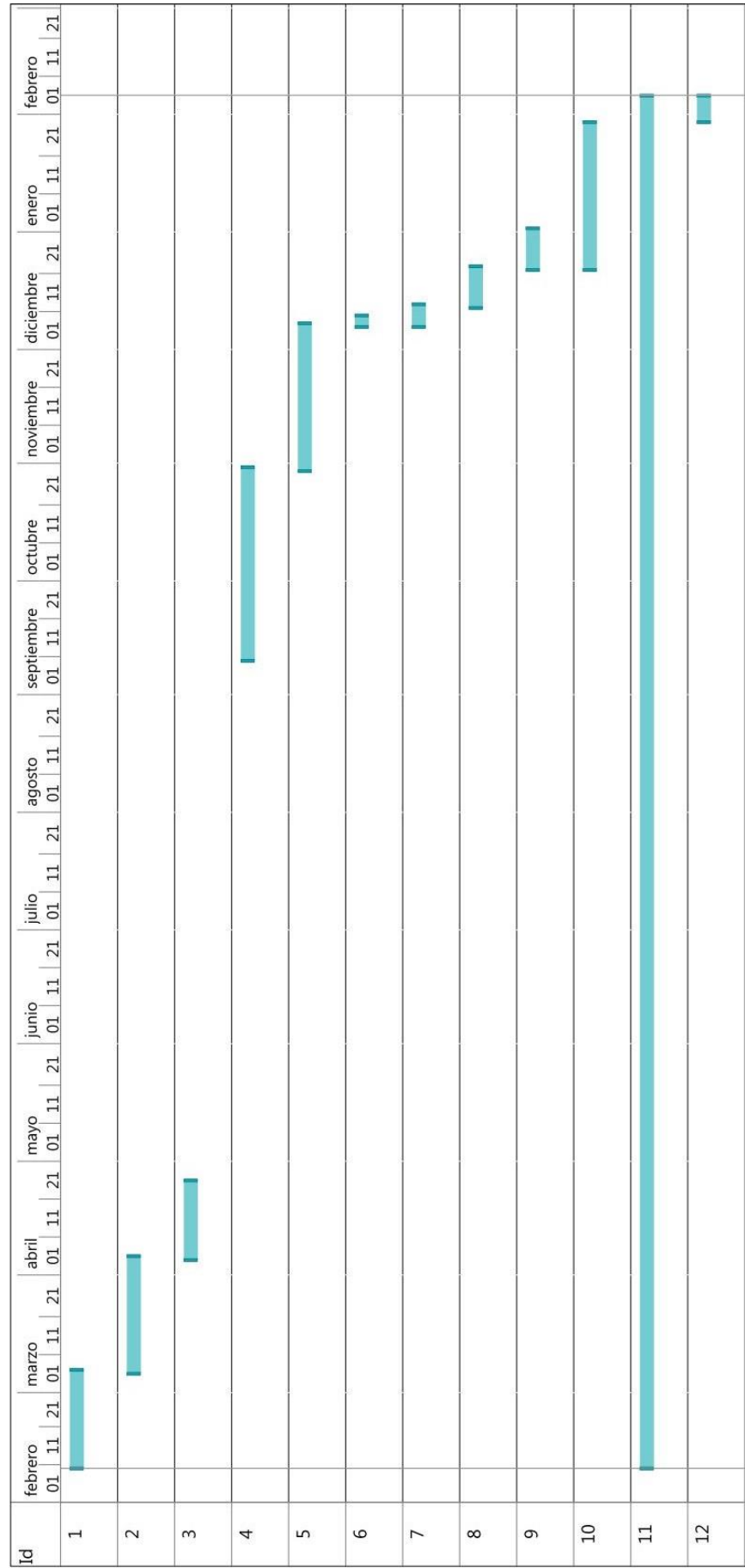


Figura 13: Diagrama de Gantt

9.3. Presupuesto

Para la elaboración de los costes se han de tener en cuenta todos los factores que tengan relevancia económica durante el desarrollo del trabajo. El presupuesto se dividirá en 3 partes: las horas de trabajo tanto de tutor como de alumno, el uso de herramientas informáticas y el coste de las horas de computación.

9.3.1. Horas de trabajo

Las horas de trabajo han sido realizadas por el tutor, Emilio Mínguez Torres y el alumno. Estas se especifican en la siguiente tabla de forma aproximada e incluyen horas de tutorías y trabajo personal:

Trabajo del alumno	350 horas
Introducción	20 horas
Reactor EPR	90 horas
Reactor APR	80 horas
Estudio de los EAU	120 horas
Elaboración del documento	60 horas
Trabajo del tutor	20 horas
Tutorías	20 hora

Tabla 44: Horas de trabajo

A continuación, se estima el coste de las horas de trabajo para calcular parte del coste del trabajo. Se ha supuesto 20€/hora para el trabajo realizado por el alumno y 50 €/hora para el trabajo del tutor.

Trabajo	Tiempo (horas)	Precio unitario (€/hora)	Precio (€)
Alumno	350	20	7000
Tutor	20	50	1000
Total	351		8000

Tabla 45: Costo del trabajo

9.3.2. Herramientas informáticas

El trabajo se ha realizado en su totalidad con el uso de herramientas informáticas. Dentro de dichas herramientas, el hardware ha sido un ordenador de sobremesa y un ordenador portátil en los cuales contabilizo su amortización. Como software se ha utilizado casi en su totalidad Microsoft Office: Microsoft Word cuya licencia es de pago.

Los costes de este equipamiento se recogen en la siguiente tabla:

	Precio (€)
Hardware	
Ordenador de sobremesa	120
Ordenador portátil	150
Software	
Microsoft Office	70
Total	340

Tabla 46: Coste del equipamiento

9.3.3. Computación

Como se ha comentado anteriormente, el proyecto ha sido desarrollado en su totalidad mediante instrumentos informáticos. Debido a esto, se debe tener en cuenta el coste del consumo eléctrico. Para ello, se ha supuesto un precio de 0,133 €/kWh. La potencia media de un ordenador de sobremesa es de 100 W y la de un ordenador portátil es de 60W.

	Horas	Potencia	Precio unitario (€/kWh)	Precio (€)
Consumo de ordenador personal	340	100	0,133	4,5
Consumo de ordenador portátil	10	60	0,133	0
Total				4,5

Tabla 47: Coste de computación

9.3.4. Presupuesto total

En base a las estimaciones realizadas anteriormente y los resultados obtenidos se puede calcular el coste total del proyecto. A este coste total se le debe añadir el Impuesto sobre el Valor Añadido (IVA) del 21%.

Concepto	Precio (€)
Horas de trabajo	8000
Herramientas informáticas	340
Computación	4,5
Total	8344,5
Total + IVA	10096,85

Tabla 48: Coste total del TFG

9.4. Impacto ambiental

En el estudio del impacto ambiental de este trabajo se tienen en cuenta los factores que afectan de una forma apreciable y se pueden contabilizar. Al ser un TFG basado en el trabajo informático, lo único que genera impacto ambiental es la energía eléctrica consumida.

El impacto de este consumo viene de la generación de la potencia eléctrica utilizada para el desarrollo del trabajo. Según los datos extraídos de WWF:

Contaminante	Emisión unitaria	Consumo (W)	Emisiones totales
Dióxido de carbono CO ₂	0,114 Kg/kWh	34,6	3,9444 kg/kWh
Dióxido de azufre	0,244 g/kWh	34,6	8,4424 g/kWh
Óxidos de nitrógeno	0,173 g/kWh	34,6	5,9858 g/kWh
Residuos de Alta Actividad	0,263 mg/kWh	34,6	9,0998 mg/kWh
Residuos de Baja y Media Actividad	0,00215 cm ³ /kWh	34,6	0,07439 cm ³ /kWh

Tabla 49: Emisiones

10. Índice de figuras

Figura 1: Evolución de la energía nuclear	6
Figura 2: Emiratos Árabes Unidos	9
Figura 3: Red eléctrica de los EAU en 2009	18
Figura 4: Estructura de la desalinización	19
Figura 5: Central nuclear de Barakah	30
Figura 6: Olkiluoto Unidad 3	31
Figura 7: Shin-Kori unidades 3 y 4	33
Figura 8: IRWST	49
Figura 9: Central EPR	62
Figura 10: Sistema de Inyección de Seguridad	71
Figura 11: Inundación de la cavidad	76
Figura 12: Reactor APR-1400	83
Figura 13: Diagrama de Gant	100

11. Índice de tablas

Tabla 1: Reactores de tercera generación en fase diseño o construcción.....	8
Tabla 2: Reactores Modulares en fase de diseño o construcción.....	8
Tabla 3: Indicadores sociales de los EAU	12
Tabla 4: Indicadores Económicos de los EAU	13
Tabla 5: Estructura del PIB por sectores	14
Tabla 6: Estructura de la demanda	14
Tabla 7: Flujos de Gas Natural en los EAU en m3/día	15
Tabla 8: Producción de las instalaciones de TAQA.....	17
Tabla 9: Cronología de la industria nuclear en los EAU	25
Tabla 10: Reactores de la central nuclear de Kori.....	32
Tabla 11: Características generales.....	33
Tabla 12: Combustible.....	34
Tabla 13: Seguridad.....	34
Tabla 14: Sistema de inyección de seguridad	34
Tabla 15: IRWST.....	35
Tabla 16: Sistema de evacuación del calor residual.....	35
Tabla 17: Modos de operación.....	35
Tabla 18: Costos de capital por actividad.....	35
Tabla 19: Costos de capital por mano de obra, bienes y materiales	36
Tabla 20: Costes de obtención de 1 kg de combustible nuclear.....	37
Tabla 21: Cronología de Olkiluoto 3	39
Tabla 22: Cronología de Shin-Kori 3	41
Tabla 23: Características generales.....	42
Tabla 24: Características de los generadores de vapor.....	45
Tabla 25: Características del presionador	45
Tabla 26: Composición de las aerobolas	57
Tabla 27: Tiempo de medición del sistema de aerobolas	58
Tabla 28: Características principales del APR-1400	63
Tabla 29: Elementos principales del APR-1400.....	83
Tabla 30: Comparativa de las plantas	84
Tabla 31: Comparativa de los objetivos de seguridad	84
Tabla 32: Comparativa del sistema de suministro de vapor	85
Tabla 33: Comparativa del sistema de refrigeración	85
Tabla 34: Comparativa del núcleo del reactor	85
Tabla 35: Comparativa de la vasija.....	86
Tabla 36: Comparativa de los generadores de vapor	86
Tabla 37: Comparativa de las bombas de refrigeración del primario.....	86
Tabla 38: Comparativa del presionador.....	86
Tabla 39: Comparativa de la contención.....	86
Tabla 40: Comparativa de la turbina	87
Tabla 41: Países considerando el desarrollo de programas nucleares	90
Tabla 42: Reactores en construcción en Bielorrusia	91
Tabla 43: Estructura temporal del TFG	99
Tabla 44: Horas de trabajo	101

Tabla 45: Costo del trabajo	101
Tabla 46: Coste del equipamiento	101
Tabla 47: Coste de computación.....	102
Tabla 48: Coste total del TFG	102
Tabla 49: Emisiones.....	102

12. Glosario

- AAEA (Arab Atomic Energy Agency):** Agencia Árabe de Energía Atómica
- ABWR (Advanced Boiling Water Reactor):** Reactor nuclear de agua en ebullición avanzado
- ADWEA (Abu Dhabi Water & Electricity Authority):** Autoridad de agua y electricidad de Abu Dabi
- ADWEC (Abu Dhabi Water & Electricity Company):** Compañía de agua y electricidad de Abu Dabi
- AGR (Advanced Gas-cooled Reactor):** Reactor nuclear refrigerado por gas
- AIC (Ag-In-Cd):** Material absorbedor de neutrones para las barras de control
- APR-1400 (Advanced Power Reactor):** Reactor de potencia avanzado
- AREVA:** Multinacional francesa en el sector de la energía nuclear
- AREVA NP (AREVA Nuclear Power):** Filial de AREVA especializada en ingeniería de reactores
- ARPANS (Australian Radiation Protection and Nuclear Safety):** Ley Australiana de protección frente a la radiación y seguridad nuclear
- ASN (Autorité de Sûreté Nucléaire):** Autoridad francesa de seguridad nuclear
- AVS (Anular Ventilation System):** Sistema de Ventilación Anular
- Blackout:** Pérdida del suministro de energía eléctrica
- BP (British Petroleum):** compañía inglesa de energía
- BWR (Boiling Water Reactor):** Reactor nuclear de agua en ebullición
- CANDU (CANada Deuterium Uranium):** Reactor nuclear canadiense de agua pesada a presión
- CAREM (Central Argentina de Elementos Modulares):** Reactor nuclear argentino de baja potencia
- CCG:** Consejo de Cooperación del Golfo
- CCWS (Component Cooling Water System):** Sistema de refrigeración de componentes
- CHRS (Containment Heat Removal System):** Sistema de evacuación de calor de la contención
- CSS (Containment Spray System):** Sistema de spray de la contención
- CVCS (Chemical and Volume Control System):** Sistema de control químico y volumétrico
- DEWA (Dubai Electricity and Water Authority):** Autoridad de electricidad y agua de Dubai
- EAU:** Emiratos Árabes Unidos
- EBS (Extra Boration System):** Sistema de boración extra
- EDF (Électricité de France):** Principal empresa de distribución eléctrica en Francia
- EDG (Emergency Diesel Generator):** Generador diésel de emergencia
- EDS (Electrical Distribution System):** Sistema de distribución eléctrica
- EFWS (Emergency Feed Water System):** Sistema de agua de alimentación de emergencia
- ENEC (Emirates Nuclear Energy Corporation):** Empresa responsable del desarrollo, propiedad y funcionamiento de las centrales nucleares en los EAU
- ENOC (Emirates National Oil Company):** Grupo de petróleo y gas propiedad del gobierno de Dubai
- EPR (European Pressurized Reactor):** Reactor nuclear de agua a presión Europeo
- EPSS (Emergency Power Supply System):** Sistema de alimentación de emergencia
- ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor):** Reactor económico simplificado de agua en ebullición
- ESW (Emergency Service Water):** Servicio de agua de emergencia
- FANR (Federal Authority for Nuclear Regulation):** Autoridad federal para la regulación nuclear
- FEWA (Federal Electricity & Water Authority):** Autoridad federal de agua y electricidad

GE (General Electric): Corporación multinacional de infraestructuras, servicios financieros y medios de comunicación de origen estadounidense

GEH (General Electric Hitachi Nuclear Energy): Proveedor de reactores avanzados y servicios nucleares

HLW (High Level Waste): Residuos de alta actividad

HTGR (Very-high Temperature Gas-cooled Reactor): Reactor nuclear de Generación IV de alta temperatura refrigerado por gas

IAB (International Advisory Board): Consejo rector internacional

IAEA (International Atomic Energy Agency): Agencia internacional de la energía atómica

I&C (Instrumentation and Control): Sistema de instrumentación y control

IDH: Índice de desarrollo humano

IRENA (International Renewable Energy Agency): Agencia internacional de las energías renovables

IRWST (In-containment refueling water store tank): Tanque de agua de reabastecimiento en la contención

KA-CARE (King Abdullah City for Atomic and Renewable Energy): Ciudad del Rey Abdullah para la energía atómica y renovable

KEPCO (Korea Electricity Power Corporation): Es la mayor empresa eléctrica de Corea del Sur, responsable de la generación, transmisión y distribución de electricidad y el desarrollo de proyectos de energía eléctrica.

KHNP (Korea Hydro and Nuclear Power): Subsidiaria de KEPCO que se encarga de la generación eléctrica

KNFC (Korea Nuclear Fuel Company): Subsidiaria de KEPCO que se encarga del combustible nuclear

LHSI (Low Head Safety Injection): Inyección de seguridad de baja

LILW (Low and Intermedia Level Waste): Residuos de baja y media actividad

LMFR (Liquid Metal Fast Reactor): Reactor nuclear avanzado de neutrones rápidos refrigerado por metal líquido

LOCA (Loss Of Coolant Accident): Accidente de pérdida del refrigerante

MENA (Middle East and North Africa): Países situados en Oriente Medio y el Norte de África

MFWS (Main Feed Water System): Sistema principal de alimentación de agua

MHSI (Medium Head Safety Injection): Inyección de seguridad de media

MOX (Mixed Oxide): Tipo de combustible compuesto por una mezcla de óxido de uranio natural, uranio reprocesado o uranio empobrecido, y óxido de plutonio

NNB (Nuclear New Buil): Subsidiaria de EDF creada cuando esta adquirió British Energy en 2009.

NRC (Nuclear Regulatory Comission):

NSSC (Nuclear Safety and Security Commission): Comisión de protección y seguridad nuclear

NSSS (Nuclear Steam Supply System): Sistema de generación de vapor

OPAL (Open Pool Australian Light Water Reactor): Reactor nuclear australiano de investigación de piscina abierta

OPR (Optimun Power Reactor): Predecesor del reactor APR-1400

PAR (Passive Autocatalytic Recombiners): Recombinadores pasivos autocatalíticos

PIB: Producto Interior Bruto

PWR (Pressurized Water Reactor): Reactor nuclear de agua a presión

PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor): Reactor nuclear de agua pesada a presión

PZR (Presurized): Presionador

RCP (Reactor Coolant Pumps): Bombas de refrigeración del reactor

RCS (Reactor Coolant System): Sistema de refrigeración del reactor

RHRS (Residual Heat Removal System): Sistema de evacuación del calor residual

RBMK (High Power Channel-type Reactor): Reactor nuclear moderado con graffito, diseñado y construido por la Unión Soviética

RPV (Reactor Pressure Vessel): Vasija del reactor

SBO (Station Black-Out): Estación de suministro contra apagón

SEWA (Sharjah Electricity & Water Authority): Autoridad de Electricidad y agua de Sharjah

SG (Steam Generator): Generador de vapor

SGTR (Steam Generation Tube Rupture): Ruptura de tubo del generador de vapor

SIS (Safety Injection System): Sistema de inyección de seguridad

SMR (Small Modular Reactor): Reactores nucleares de bajas potencias de construcción modular

STUK (Radiation and Nuclear Safety Authority): Autoridad finlandesa de seguridad nuclear

Sv (Sievert): Unidad del SI que mide la dosis de radiación absorbida

SWU (Separative Work Unit): cantidad de trabajo de separación realizado en el proceso de enriquecimiento

TAQA (Abu Dhabi National Energy Company): Compañía del sector energético controlada por el gobierno de Abu Dabi

Tenex (Tekhsnabexport): Compañía rusa exportadora de combustible nuclear

TFG: Trabajo Fin de Grado

TVO (Teollisuuden Voima Oyj): Empresa privada de generación de electricidad finlandesa

Urenco (Uranium Enrichment Company): Compañía proveedora de uranio enriquecido

USD (United States Dollar): Dólar estadounidense

USEC (United States Enrichment Company): Empresa proveedora de uranio enriquecido

WWF (World Wildlife Fund): Foro mundial para la naturaleza